

VŠB – Technická univerzita Ostrava  
Fakulta elektrotechniky a informatiky  
Katedra elektroenergetiky

Tokamak ITER - rozbor systému magnetického udržení plazmatu  
Tokamak ITER - Analysis of magnetic plasma maintenance system



## **Prohlášení**

Prohlašuji, že jsem tuto diplomovou práci vypracoval samostatně. Uvedl jsem všechny literární prameny a publikace, ze kterých jsem čerpal.

V Ostravě dne

.....

Marcel Vycudilík

## **Poděkování**

Děkuji vedoucímu diplomové práce panu Ing. Martinu Markovi, Ph.D. za pomoc a odborné vedení.

## **Abstrakt**

Tato diplomová práce se zabývá modelováním magnetických polí na tokamaku ITER. Úvodní část je věnována teoretickému rozboru, kde jsou vysvětleny základní pojmy týkající se jaderné fúze a způsoby jejího dosažení. Následující část se zabývá konstrukčním uspořádáním tokamaku ITER a dále jsou zde popsány parametry jednotlivých komponentů. Praktická část se zabývá realizací modelu a popisem jednotlivých kroků při jeho tvorbě. V závěrečné části jsou prezentovány výsledky výpočtů magnetického pole pro jednotlivé typy cívek při různých variantách buzení.

## **Klíčová slova**

termojaderná fúze, magnetické udržení, tokamak, ITER, cívky poloidálního pole, centrální solenoid.

## **Abstract**

This thesis deals about the modeling of magnetic fields on ITER tokamak. The introductory section is devoted to theoretical analysis, which explains the basic concepts related to nuclear fusion and ways of its achievement. The following section deals about the structural arrangement of the ITER tokamak and there are describe the parameters of individual components. The third part deals about the practical implementation of the model and describe the various steps in its creation. The final section presents the results of calculations of the magnetic field for different types of coils in various types of power supply.

## **Keywords**

thermonuclear fusion, magnetic confinement, tokamak, ITER, poloidal field coils, central solenoid.

## Seznam použitých symbolů a zkratek

Symbol	Význam	Jednotka
$B$	Magnetická indukce	[T]
$c$	Rychlost světla	[m.s <sup>-1</sup> ]
$E$	Vazebná energie jádra	[eV]
$H$	Intenzita magnetického pole	[A/m <sup>-1</sup> ]
$I$	Elektrický proud	[I]
$k$	Boltzmannova konstanta	[J.K <sup>-1</sup> ]
$L_{\text{krit}}$	Lawsonovo kritérium	[ ]
$m$	Hmotnost	[kg]
$N_D$	Plazmatický parametr	[ ]
$P_H$	Výkon dodatečného ohřevu	[MW . m <sup>-3</sup> ]
$P_L$	Ztrátový výkon	[MW . m <sup>-3</sup> ]
$P_\alpha$	Výkon alfa částic	[MW . m <sup>-3</sup> ]
$T$	Teplota	[keV ]
$U$	Elektrické napětí	[V]
$W_p$	Energie plazmatu	[J]
$\lambda_D$	Debyeova délka	[m]
$\sigma v$	Rychlost fúzní reakce	[m <sup>-3</sup> . s <sup>-1</sup> ]
$\tau_E$	Doba udržení	[s]
$\omega_p$	Elektronová plazmová frekvence	[Hz]

Zkratka	Význam
CS	Centrální solenoid (z angl. Central Solenoid)
PF	Cívky poloidálního pole (z angl. Poloidal Field coil)
TF	Cívky toroidálního pole (z angl. Toroidal Field coil)
MKP	Metoda konečných prvků

Další specifické symboly, značky a zkratky jsou vysvětleny přímo v textu.

# Obsah

<i>Úvod</i> .....	<i>1</i>
<b>1 Teoretický rozbor</b> .....	<b>2</b>
1.1 Struktura látky .....	2
1.2 Jaderné síly .....	3
1.3 Vazebná energie .....	3
1.4 Jaderná fúze .....	5
1.4.1 Fúze na Slunci .....	5
1.4.2 Fúze na Zemi .....	5
1.5 Zažehnutí a Lawsonovo kritérium .....	6
1.6 Plazma .....	8
1.7 Udržení plazmatu .....	11
1.7.1 Inerciální udržení .....	11
1.7.2 Magnetické udržení .....	12
1.7.2.1 Stelarátor .....	12
1.7.2.2 Tokamak .....	13
<b>2 Rozbor tokamaku ITER</b> .....	<b>16</b>
2.1 Základní uspořádání .....	17
2.2 Hlavní části tokamaku .....	18
2.2.1 Soustava cívek .....	18
2.2.1.1 Centrální solenoid .....	19
2.2.1.2 Cívky toroidálního pole .....	21
2.2.1.3 Cívky poloidálního pole .....	22
2.2.1.4 Korekční cívky .....	23
2.2.2 Vakuová komora .....	24
2.2.3 Blanket .....	25
2.2.4 Divertor .....	25
2.2.5 Cryostat .....	26
2.2.6 Diagnostika .....	27
2.3 Ohřev plazmatu .....	28

2.4	Palivový cyklus.....	29
<b>3</b>	<b>Rozbor a tvorba modelu tokamaku .....</b>	<b>30</b>
3.1	Numerické metody.....	30
3.2	Metoda konečných prvků.....	30
3.3	Základní popis programu Ansys .....	30
3.4	Tvorba modelu .....	32
3.4.1	<i>Elementy užívané pro tvorbu modelu .....</i>	<i>35</i>
<b>4</b>	<b>Simulace magnetického pole budících cívek pro verze buzení ....</b>	<b>36</b>
4.1	Varianta a) Centrální solenoid .....	36
4.2	Varianta b) Cívky toroidálního pole .....	36
4.3	Varianta c) Cívky poloidálního pole.....	37
4.4	Varianta d) Celý systém cívek .....	37
4.5	Výsledné magnetické pole - Varianta a) Centrální solenoid .....	38
4.6	Výsledné magnetické pole - Varianta b) Cívky toroidálního pole .....	40
4.7	Výsledné magnetické pole - Varianta c) cívky poloidálního pole.....	42
4.8	Výsledné magnetické pole - Varianta d) Celý systém cívek .....	44
<b>5</b>	<b>Závěr .....</b>	<b>46</b>
<b>6</b>	<b>Použitá literatura.....</b>	<b>48</b>
<b>7</b>	<b>Seznam příloh .....</b>	<b>48</b>



## *Úvod*

Díky rychlému průmyslovému rozvoji zemí jako Čína a Indie se předpokládá, že do roku 2050 hodnota energetické spotřeby vzroste na trojnásobek té dnešní. Současné zdroje však nemohou takovou poptávku uspokojit.

Zásoby zemního plynu a ropy prudce klesají a proto se vědci z celého světa snaží předejít globálnímu kolapsu, který by mohl nastat v podobě energetické krize. Obnovitelné zdroje energie zatím nejsou schopny pokrýt poptávku po energii v průmyslových zemích a používají se pouze jako doplněk zdrojů klasických. Zásoby uranu také nejsou nevyčerpatelné a v jaderných elektrárnách vzniká problém se skladováním vyhořelého paliva. Navíc po nedávném zemětřesení, které zasáhlo japonskou jadernou elektrárnu Fukušima je budoucnost tohoto zdroje energie více než nejistá.

Proto se lidstvo zabývá myšlenkou jak nahradit ubývajících fosilních paliv novými zdroji, které by byly ekonomicky únosné a navíc přívětivé k životnímu prostředí. Termojaderná fúze se zdá být jako nejlepší východisko pro budoucí zajištění dodávek energie. Látky nutné pro provoz fúzní elektrárny jsou deuterium a lithium, což jsou prvky, které se vyskytují v hojném množství po celém světě. Další velkou výhodou jaderné fúze je to, že během reakce nevzniká žádný radioaktivní odpad. Jako nejspolehlivější cesta k dosažení jaderné fúze se jeví zařízení TOKAMAK.

V následujícím desetiletí se vědci pokusí ve francouzském Cadareche dosáhnout průmyslového úspěchu ve výzkumu termojaderné fúze. Právě zde se totiž za spolupráce zemí z celého světa staví experimentální fúzní reaktor ITER. Po mezinárodní vesmírné stanici jde o druhý nejdražší mezinárodní vědecký projekt s celkovým rozpočtem 10 miliard eur. Jeho stavba by měla vést k porozumění problematice jaderné fúze, vyřešení praktických problémů spojených s tímto druhem energetiky a měla by umožnit kolem roku 2040 stavbu první fúzní elektrárny.

# 1 Teoretický rozbor

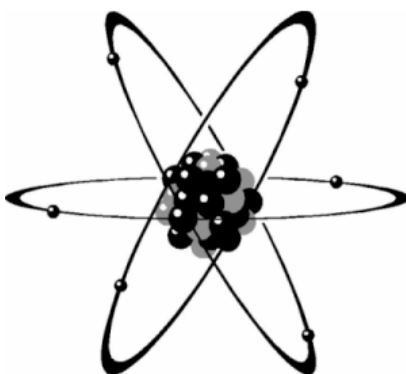
## 1.1 Struktura látky

V době, kdy Albert Einstein zveřejnil svou teorii relativity toho nebylo o struktuře látky známo mnoho a představa, že atom tvoří základní prvek látky prošla dlouhým vývojem. Tím jak moderní fyzika proniká stále více do hlubin struktury látky, objevuje se atom stále složitější. [5],

Atom se skládá z nesmírně malého jádra s kladným elektrickým nábojem, kolem něhož obíhají záporně nabitě elektrony. Jádro atomu tvoří dva druhy částic: kladné protony a neutrální neutrony, které dohromady tvoří nukleony. Počet protonů v jádře označujeme  $Z$  a počet nukleonů  $A$ ; počet neutronů je pak  $N = A - Z$ . Prvky se stejnými protonovými, ale různými nukleonovými čísly, které mají stejné chemické vlastnosti se nazývají izotopy.

Konkrétní atom prvku  $X$  zapisujeme  ${}^A_ZX$ . Elektronový obal atomu má přibližně desettisíckrát větší průměr než samotné jádro. Hmotnost elektronu je asi 1800 krát menší než hmotnost nukleonu. To je tak malá hodnota, že ji můžeme při pozorování hmotnosti atomu zanedbat. Na elektrony připadá méně než 0,05 % celkové hmotnosti atomu. Prakticky je tedy veškerá hmotnost atomu koncentrována do jádra, které má obrovskou hustotu. [5]

Protože je jednotka kilogram pro mikrosvět částic příliš velká, začala se z praktických důvodů používat jednotka mnohem menší, tzv. atomová hmotnostní jednotka ( $u$ ). Tato jednotka představuje 1/12 hmotnosti neutrálního atomu uhlíku  ${}^{12}_6C$ , což je přibližně  $1,66 \cdot 10^{-27}$  kg. Pro naše úvahy postačí předpokládat, že hmotnost částice jádra je zhruba rovna 1  $u$ . Energii ve světě atomů vyjadřujeme v elektronvoltech. Energii 1 eV získá elektron při urychlení elektrickým polem o napětí 1 V. Číselně je 1 eV roven  $1,602 \cdot 10^{-19}$  J. Jedné hmotnostní jednotce je ekvivalentní energie 931,48 MeV. [5], [13]



Obr. 1. Stavba atomu - schematický obrázek atomu

## 1.2 *Jaderné síly*

Poté co bylo zjištěno, že se jádro atomu skládá z protonů a neutronů, vyvstala otázka, jaké síly udržují tyto částice v atomovém jádře pohromadě. Tyto síly nemohou být elektrické, neboť dvě kladně nabitě částice (elektrony nebo protony) se dle Coulombova zákona odpuzují. Stejně tak se nemůže jednat o gravitační sílu, protože výpočty bylo zjištěno, že elektrická odpuzivá síla je asi tisíckrát silnější. Jedná se o nový druh sil, které se nazývají jaderné síly. Tyto síly jsou asi tisíckrát silnější než síly elektromagnetické, ale působí jen na nepatrnou vzdálenost. Působí teprve tehdy, když jsou částice tak těsně u sebe, že se téměř dotýkají. Další vlastností těchto sil je, že jsou nábojově nezávislé. Což znamená, že mezi dvěma protony i dvěma neutrony působí stejně velká síla. [5]

## 1.3 *Vazebná energie*

Atomová jádra některých prvků se rozpadají a uvolňují při tom energii ve formě záření. Tento fyzikální proces se nazývá radioaktivitou. Charakteristická vlastnost radioaktivních látek je ta, že jejich aktivita s časem klesá. Doba, která je nutná k přeměně poloviny jader, které byli přítomny na začátku se nazývá poločas přeměny. Rozpad jader však probíhá velmi pomalu a množství energie, které se při tomto procesu uvolní je pro praktické užití bezvýznamné. [5]

Pokud bychom ale chtěli jádro rozdělit na jednotlivé nukleony, museli bychom překonat soudržnost nukleonů vázaných jadernými silami a dodat jim energii. Jestliže však částici dodáme energii, vzroste její hmotnost. Volné nukleony musí být tedy těžší než vázaná soustava nukleonů. Naopak při spojení protonů a neutronů do jednoho jádra snižuje jejich energii práce přitažlivých jaderných sil, dochází k uvolnění stejně velké energie a k úbytku hmotnosti. Energie volných nukleonů je tedy větší než energie jádra, které z nich složíme, o rozdíl nazývající se vazebná energie. [5], [3]

Vazebná energie je u jader jednotlivých prvků a jejich izotopů různá. Čím více je nukleonů v jádře, tím větší je vazebná energie. Závislost této energie na počtu nukleonů v jádře však není lineární. Odchylku způsobují efekty související jak se strukturou jader, tak i s elektrostatickým odpuzováním kladně nabitých protonů. Celkovou vazebnou energii jádra můžeme vypočítat z Einsteinova vztahu:

$$E = \Delta mc^2, \quad (1.1)$$

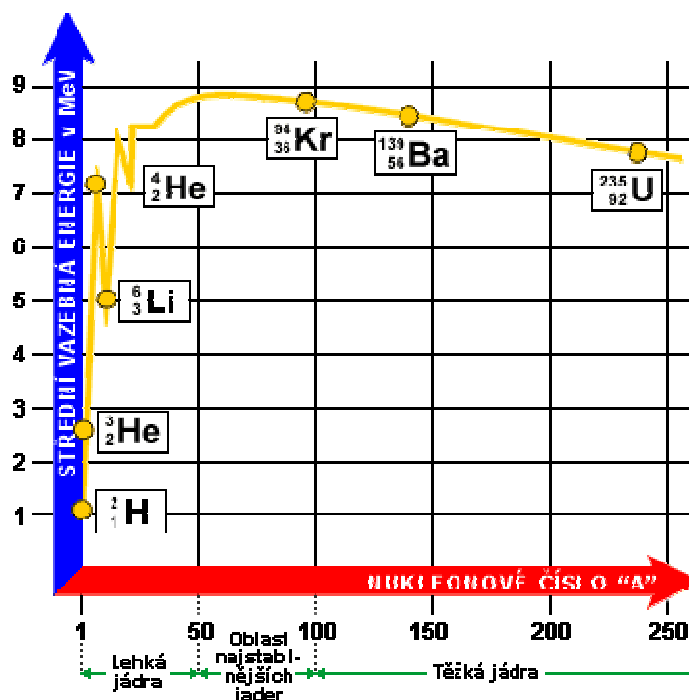
kde  $c$  je rychlost světla a  $\Delta m$  je hmotnostní úbytek, který udává rozdíl mezi klidovou hmotností volných nukleonů a klidovou hmotností jádra atomu. Existence hmotnostního úbytku je ve zřejmém rozporu s klasickou fyzikou, je však nutným důsledkem Einsteinova vztahu mezi hmotností a energií. Z definice hmotnostního úbytku vyplývá vztah:

$$\Delta m = Zm_p + Nm_n - m_j, \quad (1.2)$$

kde  $m_p$  je klidová hmotnost volného protonu,  $m_n$  klidová hmotnost volného neutronu a  $m_j$  klidová hmotnost jádra. Jelikož klidové hmotnosti protonu, neutronu a jader atomů lze přesně změřit, lze podle předchozí rovnice určit hmotnostní úbytek  $\Delta m$  jádra atomu experimentálně. Vazební energii jádra atomu pak vypočteme z rovnice:

$$E = \Delta mc^2 = (Zm_p + Nm_n - m_j)c^2. \quad (1.3)$$

Na následujícím grafu vidíme závislost střední vazebné energie v závislosti na počtu nukleonů  $A$ .



Obr. 2. Graf závislosti střední vazebné energie na nukleonovém čísle

Hodnoty střední vazebné energie nejprve rychle rostou do 8 MeV, pak jsou zhruba stejně velké s maximem o hodnotě 8,8 MeV a nakonec pomalu klesají do 7,6 MeV pro nejtěžší jádra.

Skutečnost, že těžká jádra jsou méně stabilní, je třeba vztáhnout k tomu, že při zvyšování počtu nukleonů sice přitažlivé jaderné síly v jádře narůstají, ale působí pouze mezi sousedními nukleony. Odpudivé síly mezi protony rovněž narůstají, působí však mezi všemi protony. Tím se vazba mezi částicemi poněkud uvolňuje. [5], [8]

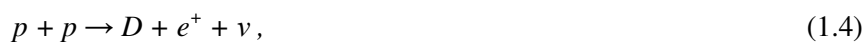
Z obr. 2 plyne, že jadernou energii lze uvolňovat dvěma způsoby. Prvním způsobem je jaderné štěpení a druhým, pro tuto práci podstatným způsobem - jadernou fúzí.

## 1.4 Jaderná fúze

Termonukleární fúze je, jak plyne z názvu, proces ve kterém dochází ke slučování částic při vysokých teplotách. Jako vzor pro dosažení fúze v pozemských podmínkách je pro nás Slunce.

### 1.4.1 Fúze na Slunci

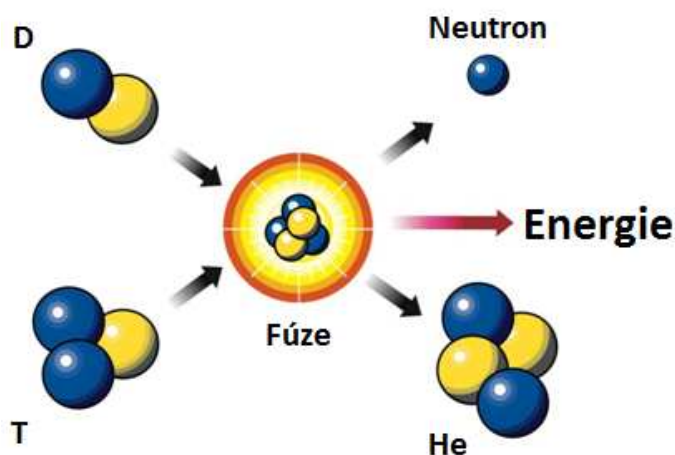
Slunce můžeme označit za termonukleární reaktor, který v celém frekvenčním spektru uvolňuje zářivý výkon  $3.9 \cdot 10^{26}$  W. Jaderná fúze lehkých prvků je tedy proces, bez kterého by byl život na Zemi nemožný. Zdrojem energie na Slunci jsou reakce, při kterých dochází k přeměně vodíku na helium. V současné době tvoří Slunce 70 % vodíku, 28 % hélia a zbylá 2 % ostatní plyny. Nejčastější typy fúzní reakce jsou: [1], [2]



kde p označuje proton, D deuterium,  $e^+$  pozitron,  $\nu$  neutrino a  $\gamma$  foton gama záření.

### 1.4.2 Fúze na Zemi

Počátky výzkumu řízené termojaderné fúze klademe do roku 1950, kdy se objevil první nápad vytvořit reaktor, ve kterém by probíhaly termonukleární reakce slučování izotopů vodíku za vzniku využitelné energie. Energeticky výtěžek těchto reakcí je větší než u jaderného štěpení a navíc nevzniká toxický odpad. Úkolem fúzního výzkumu je využít řízenou termonukleární reakci k získávání energie. [9]



Obr. 3. Termonukleární reakce deuteria a tritia

Energii můžeme získat z různých termonukleárních reakcí ,které se liší zejména v podmínkách dosažení fúze. Pro budoucí reaktory se uvažuje zejména o následujících reakcích:



Z hlediska splnění kritérií pro fúzi se jako nejsnadnější jeví reakce (1.7). Nevýhodou této reakce je zdroj tritia. To má poločas rozpadu 12,3 roku, a tak se v přírodě nevyskytuje. Bude se tedy muset vyrábět uměle. Jednou z možností je ozařování izotopu lithia  ${}^6\text{Li}$  rychlými neutrony



Pokud by se okolo budoucího reaktoru postavil plášť z lithia  ${}^6\text{Li}$ , mohly by být k jeho ozařování použity rychlé neutrony z reakce (1.7). Deuterium je z 0,015 % zastoupeno v mořské vodě. Proto jsou jeho zásoby z lidského hlediska nevyčerpatelné (řádově desítky milionů let). Pro zapálení termojaderné reakce je nutno dosáhnout určitých kritérií. Aby daná reakce měla kladný energetický zisk, je nutné splnit tzv. Lawsonovo kritérium. [9]

## 1.5 Zažehnutí a Lawsonovo kritérium

Pro praktické využití jaderné fúze je samozřejmě nutné, aby reakce vyprodukovala více energie než je třeba na vznik a ohřev plazmatu. Aby byla tato podmínka splněna, jsou kladeny jisté požadavky na hustotu plazmatu  $n$  a teplotu plazmatu  $T$ . Můžeme říct, že nám jde o to, aby si plazma udrželo po určitou dobu energii  $\tau_E$ . Doba udržení je definována jako čas, za který tepelná energie látky klesne na  $1/e$ . Toto kritérium poprvé odvodil J.D. Lawson v roce 1955 a platí pro něho následující vztah:

$$n\tau_E T \geq L_{krit}, \quad (1.11)$$

Pro dobu udržení plazmatu  $\tau_E$  můžeme psát:

$$\tau_E = \frac{W_p}{P_L}, \quad (1.12)$$

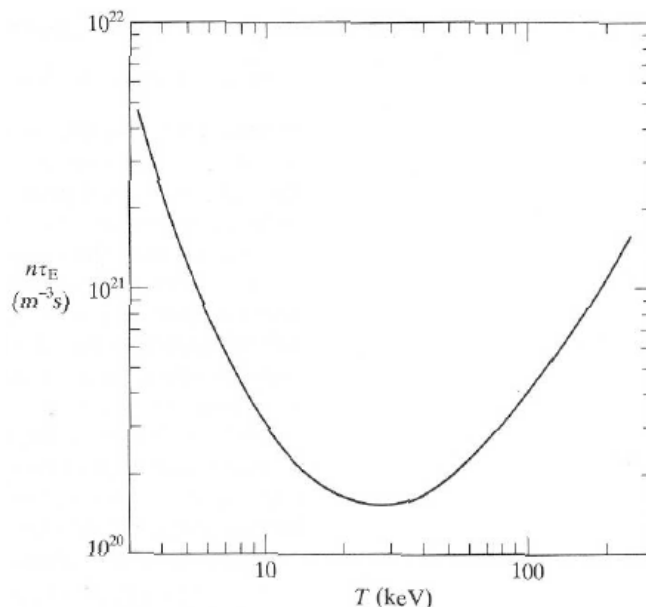
kde  $W_p$  je energie obsažená v plazmatu a  $P_L$  je ztrátový výkon energie plazmatu. Víme také, že:

$$W_p = 3nkT. \quad (1.13)$$

kde  $k$  je Boltzmannova konstanta.

Jak je uvedeno v kapitole 1.4.2, fúzí deuteria a tritia vznikají jádra hélia, která jsou obvykle nazývána alfa částice. Tyto částice mají kladný náboj a odnášejí asi 20% uvolněné energie, kterou je možno použít na ohřev plazmatu a jejich tepelný výkon. Na počátku musíme

reakci dodat energii z vnějšího zdroje, ale tím jak teplota plazmatu roste, přibývá v ní fúzních reakcí a alfa částice zajišťují čím dál více ohřevu. Od určitého okamžiku už vnější ohřev není nutný. Tento okamžik se nazývá zapálení. Z obr. 4. vidíme, že nejnižší hodnota teploty pro zapálení se pohybuje kolem 30KeV. [2], [6], [10]



Obr. 4 Podmínka zapálení

Pokud budeme předpokládat, že je plazma v tepelné rovnováze, musí platit, že:

$$P_H + P_\alpha = P_L, \quad (1.14)$$

kde  $P_H$  představuje výkon dodatečného ohřevu,  $P_\alpha$  je tepelný výkon alfa částic, které zůstávají v plazmatu a  $P_L$  již zmíněný ztrátový výkon.

Podmínka, aby se při magnetickém udržení fúze DT zapálila a hořela, se určí tak, že se energie ohřevu alfa částicemi rovná energii ztracené z plazmatu. Každá alfa částice předá plazmatu energii 3.5 MeV a výkon ohřevu objemové jednotky plazmatu je:

$$P_\alpha = n_D n_T \overline{\sigma v} k \varepsilon_\alpha, \quad (1.15)$$

kde  $\overline{\sigma v}$  je rychlost fúzní reakce,  $n_D, n_T$  jsou hustoty palivových iontů.

Reakce je optimální při složení palivové směsi ve stejném poměru deuteria a tritia:

$$n_d = n_t = \frac{1}{2} n, \quad (1.16)$$

po dosazení (1.16), do (1.15) dostaneme:

$$P_\alpha = \frac{1}{4} n^2 \langle \sigma v \rangle \varepsilon_\alpha, \quad (1.17)$$

Pokud bychom chtěli, aby došlo k zažehnutí fúzní reakce, která nebude vyžadovat dodatečný ohřev  $P_H$ , pak je nutné aby energie z alfa částic  $P_\alpha$  byla větší než ztráty  $P_L$ . [2]

$$P_\alpha > P_L, \quad (1.18)$$

S použitím rovnic (1.12),(1.13),(1.17) zapíšeme podmínku (1.18) do tvaru:

$$n\tau_E > \frac{12T}{\langle\sigma v\rangle \varepsilon_\alpha}, \quad (1.19)$$

kde je pro jednoduchost uvažována konstantní hustota a teplota. Z obr.4 vidíme, že pro zažehnutí samostatné fúzní reakce při teplotě přibližně 30 keV musí platit:

$$n\tau_E > 1.7 \times 10^{20} m^{-3} s, \quad (1.20)$$

Nicméně, díky tomu, jak fúzní účinný průřez a další parametry závisejí na teplotě, se ukazuje, že nejlepší cesta k zapálení vede přes poněkud nižší teploty. V rozsahu 10-20 keV je možné podmínku zapálení zapsat v trochu odlišném tvaru, který zahrnuje teplotu

$$nT\tau_E > 3 \times 10^{21} m^{-3} keV s. \quad (1.21)$$

## 1.6 *Plazma*

Plazma je někdy označováno jako čtvrté skupenství hmoty, avšak v pozemských podmínkách se díky nízkým teplotám a tedy i malým energiím vyskytuje jen ve velmi malé míře. Důvod proč se plazma vyskytuje na zemi jen zřídka je patrný ze Sahovy rovnice, která udává stupeň ionizace plynu v tepelné rovnováze. [2], [3]

$$\frac{n_i}{n_g} = 2,4 \cdot 10^{21} \frac{T^{\frac{3}{2}}}{n_i} \exp\left(-\frac{U_i}{kT}\right), \quad (1.22)$$

kde  $n_i$  je hustota iontů a  $n_g$  hustota neutrálních částic,  $U_i$  ionizační potenciál plynu a  $T$  teplota. S ionizací se vlivem teploty začne měnit v momentě, kdy  $U_i$  začne být porovnatelné s  $kT$ . Díky tomu poměr roste velmi rychle, hustota iontů převyší hustotu neutrálních částic a plazma se stává plně ionizované.

Plazma můžeme definovat jako ionizovaný, kvazineutrální prostředí jehož částice vykazují kolektivní chování. Pro porozumění této definice je třeba si vysvětlit následující pojmy:



- **Kvazineutralita plazmatu**

V kvazineutralním plynu je množství záporného náboje stejné jako náboje kladného (součet veškerého náboje je nulový). Je-li ovšem potřeba, náboje se dokáží přeskupit a reagovat na elektrické síly – vytvářet nebo odstiňovat elektrická pole. Jejich elektrické vlastnosti se neztrácí. Plyn je kvazineutralní, je-li neutrální jeho celek, ale jeho nabitě částice se mohou seskupovat a vytvářet lokální náboje. [6]

- **Kolektivní chování plazmatu**

V plynu složeném jen s neutrálních částic se částice ovlivňují jen v případě jejich srážky. V ionizovaném plynu se částice mohou vzájemně ovlivňovat i na velké vzdálenosti. Elektrická pole, která byla vytvořena nabitými částicemi, silově působí na ostatní nabitě částice až do vzdálenosti Debyeovy stínící délky. Tímto způsobem dochází ke vzniku kolektivního chování. [6]

- **Debyeova délka**

Bodový náboj v plazmatu k sobě přitahuje náboje opačné polarity, které ho stíní. Jeho potenciál bude se zvětšující se vzdáleností exponenciálně klesat. Vzdálenost kde pole zeslábně na 37% své maximální hodnoty nazýváme Debyeovou stínící délkou. Značíme ji  $\lambda_D$  a její jednotka je metr. Debyeova stínící délka je dána vztahem:

$$\lambda_D = \sqrt{\frac{\epsilon_0 k T_e}{(1+Z) n_e e^2}}, \quad (1.23)$$

kde  $\epsilon_0$  je permitivita vakua,  $k$  Boltzmannova konstanta,  $T_e$  elektronová teplota,  $n_e$  elektronová hustota a  $e$  je elementární náboj. Pokud je charakteristická délka systému mnohem větší než Debyeova, lze ho považovat za kvazineutralní.

Je-li rozměr systému  $L$ , tak podmínka kvazineutrality, tedy toho, že  $n_i$  je přibližně rovno  $n_g$ , je:

$$L \gg \lambda_D, \quad (1.24)$$

- **Plazmatický parametr**

Udává počet částic ve sféře o poloměru Debyeovy délky:

$$N_D = \frac{4}{3} \pi n \lambda_D^3, \quad (1.25)$$

kde  $n$  je počet částic v metru krychlovém. Debyeovo stínění může být uvažováno pouze tehdy, je-li okolo dostatek částic, které odstíní uvažovaný náboj. Proto je pro kvazineutralitu nutná podmínka

$$N_D \gg 1. \quad (1.26)$$

Pokud je tato podmínka splněna, mluvíme o ideálním plazmatu, v opačném případě o neideálním.

- **Elektronová plazmová frekvence**

V důsledku různých nestabilit je plazma vychylováno ze své stabilní rovnováhy a elektrostatickými silami je nuceno obnovit svůj předchozí stav a začne kmitat. Tento jev můžeme popsat vztahem:

$$\omega_p = \sqrt{\frac{n_e e^2}{\epsilon_0 m_e}}, \quad (1.27)$$

kde  $m_e$  je hmotnost elektronů.

Aby bylo možné nazvat ionizovaný plyn plazmatem, musí být splněna třetí podmínka aby byl pohyb částic plazmatu řízen převážně silami elektromagnetickými a ne hydrodynamickými. Střední doba  $\tau$  mezi srážkami nabitých částic s neutrálními musí být dostatečně dlouhá, aby se působení elektromagnetických sil mohlo projevit. V praxi to znamená, že frekvence plazmových oscilací musí být větší než srážková frekvence. [10] Můžeme tedy psát:

$$\omega_p > \frac{1}{\tau}, \quad (1.28)$$

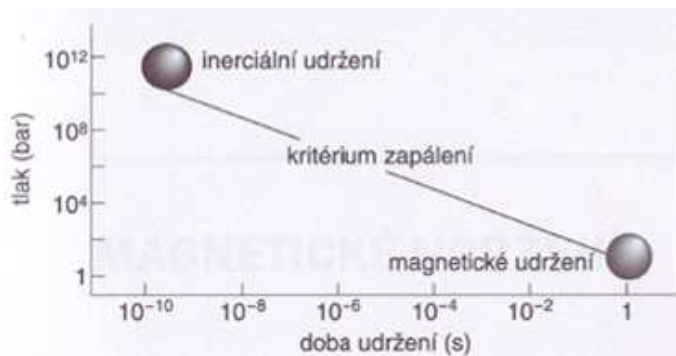
Z předchozích úvah můžeme shrnout podmínky, abychom mohli nazvat ionizovaný plyn plazmatem.

$$\begin{aligned} L &\gg \lambda_D, \\ N_D &\gg 1, \\ \omega_p \tau &> 1. \end{aligned}$$

Splněním všech tří podmínek získáme plazma, tedy kvazineutrální prostředí jehož částice vykazují kolektivní chování.

## 1.7 Udržení plazmatu

Z Lawsonova kritéria vyplývá, že je potřeba udržet látku s určitými hodnotami hustoty, teploty a doby udržení. Z toho vycházejí dvě rozdílné koncepce jak v pozemských podmínkách dosáhnout jaderné fúze. Na obrázku 5 je patrný rozdíl mezi oběma koncepty. [13]

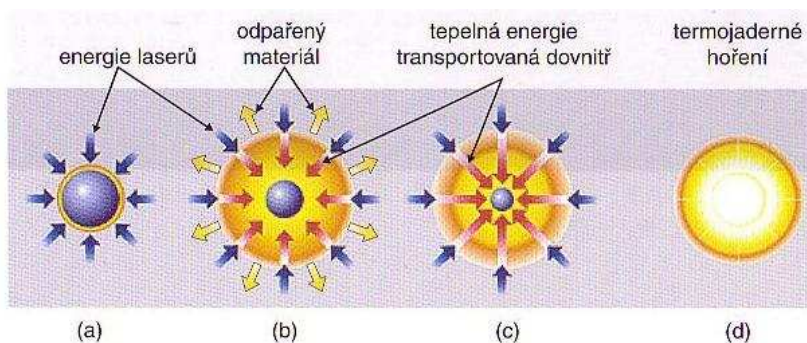


Obr. 5. Požadavky pro zapálení fúze znázorněné jako závislost tlaku na době udržení při teplotách v rozmezí od 10-20 keV

### 1.7.1 Inerciální udržení

Inerciální udržení je koncepce, která pracuje s obrovskými hustotami (řádově 10<sup>30</sup> částic/m<sup>3</sup>) a velice krátkými dobami udržení (řádově 10<sup>-10</sup> sekund). Horké plazma, není drženo žádným vnějším silovým polem a reakce musí proběhnout včetně ohřevu dříve, než se objem plazmatu vlastním tlakem rozletí do prostoru. V principu se jedná o malé termojaderné výbuchy takové síly, že je lze technologicky zvládnout (340 MJ). [13]

Extrémně vysokých hustot se dosahuje rychlým stlačením terčíku paliva (tzv. pellety) laserem. To vede k odpaření jistého množství materiálu z povrchu tabletky (obr. 6). Odpaření materiálu způsobí vznik rázové vlny směřující dovnitř tabletky, která stlačí jádro terčíku a zvýší v něm jak hustotu částic, tak teplotu. Rychlost této imploze může překročit i několik tisíc kilometrů za sekundu. V centru dojde k zapálení paliva a následnému výbuchu. Problém je s tím, že stlačení terčíku musí být rovnoměrné, při malé odchylce od symetrie dochází k rychlému úniku paliva mimo zónu stlačování. K takto rovnoměrnému stlačení je potřeba mnoho laserových svazků. Např. laserový systém NIF (National Ignition Facility) jich bude používat 192, což je počet, který pokrývá kouli dostatečně rovnoměrně. [8], [13]



Obr. 6. Dosažení fúzní reakce při inerciálním udržení

Laserová fúze, užívající techniky inerciálního udržování, se v současnosti zkoumá v mnoha světových laboratořích. Tato práce ale pojednává o druhé koncepci dosažení fúze - magnetickém udržení.

### 1.7.2 *Magnetické udržení*

Fúze s magnetickým udržením používá silné magnetické pole k udržení plazmatu ve vakuové komoře, která izoluje plazma od atmosféry. Jedná se o systém s malou hustotou (řádově  $10^{20}$  částic/m<sup>3</sup>) s dobami udržení řádově v sekundách. [8], [13]

Existují dvě základní možnosti konstrukce zařízení s magnetickým udržením. Jeden z prvních nápadů bylo uzavřít plazma do lineárních zařízení (pinče, magnetická zrcadla). Tento koncept se sestával z válce, ve kterém je magnetické pole rovnoběžné s jeho osou. Na koncích je pole zesíleno, aby částice volně neunikaly. Ztráty v těchto zařízeních však byly natolik vysoké, že se přistoupilo ke konstrukci zařízení ve tvaru toroidu. Protože byl tento systém nestabilní, bylo nutno přidat ještě dodatečné magnetické pole. V tomto ohledu se liší dva nejúspěšnější toroidální systémy, tokamaky a stelarátory. Koncepce tokamaku je podrobněji popsána v kapitole 1.7.2.2.

#### 1.7.2.1 *Stelarátor*

Stelarátor je od svého vzniku konstrukční ideou vůči Tokamaku. Byl navržen v roce 1951 L. Spitzerem.

Ve stelarátoru se plazma udržuje pomocí silného toroidálního magnetického pole. V plazmatu stelarátorů neteče žádný proud, a proto se tato zařízení neobejdou bez složitých dodatečných cívek. Tyto cívky jsou drahé a musí se sestavovat s mimořádnou přesností.

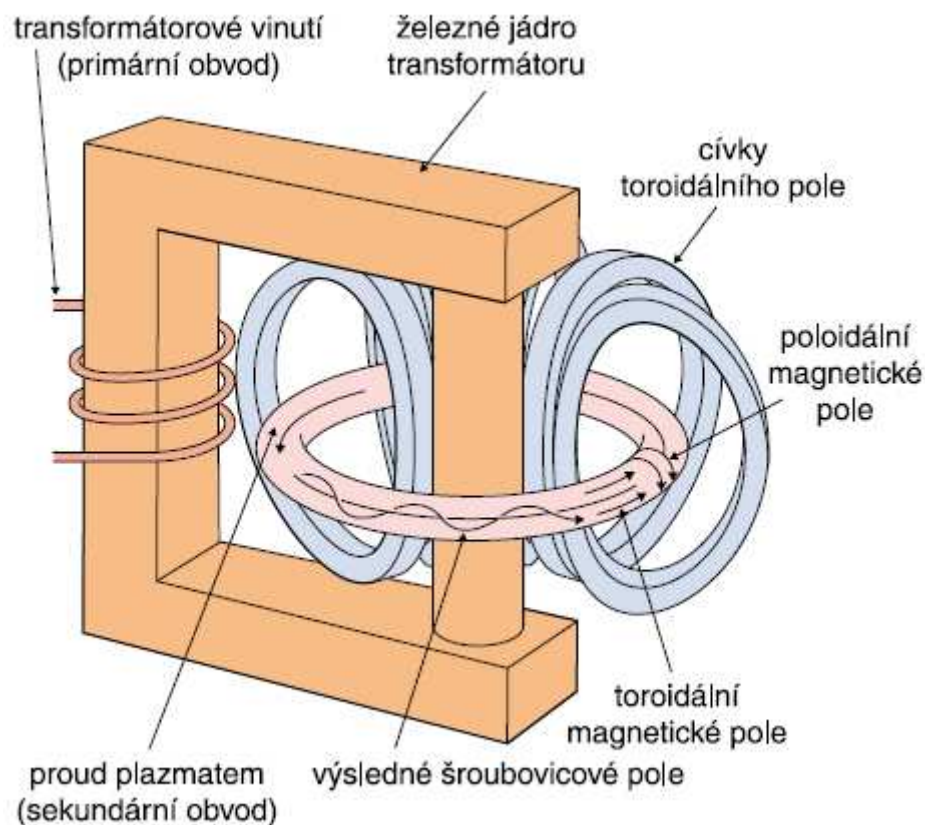
Moderní stelarátory musí vycházet ze základního principu, který vyžaduje spirálové (šroubovicové) toroidální pole. V šedesátých a sedmdesátých letech zaostaly za tokamaky, ale dnes stelarátory, s nimi srovnatelných rozměrů, dosahují srovnatelných dob udržení. [1]



Obr. 7. Stelarátor

### 1.7.2.2 Tokamak

Koncepce tokamaku byla poprvé představena v letech 1950-52 ruským fyzikem A. Sacharovem a v současnosti je tokamak nejnadhlejší kandidátem pro budoucí využití jaderné fúze. Jak plyne z názvu (**TO**roidálnaja **KA**mera s **MA**gnetnymi **K**atuškami) je toto zařízení tvořeno toroidální komorou v níž je plazma udržováno magnetickým polem. (viz. Obr. 8).



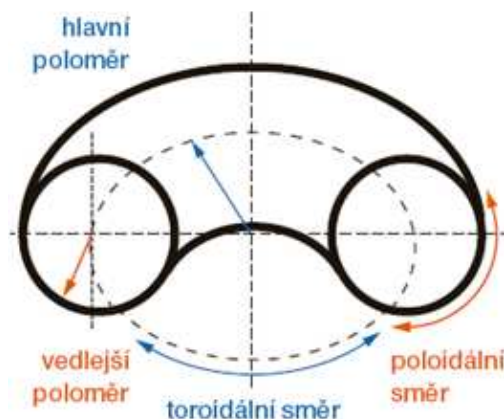
Obr. 8. Schéma tokamaku

Tokamak je tedy jakýsi transformátor ve kterém sekundární vnutí tvoří komora s plazmatem. Přivedením pulzu na primární vnutí, se elektromagnetickou indukcí vybudí proud v sekundárním vnutí, které je tvořeno slabě ionizovaným plynem. Díky velkému odporu je plyn rychle zahříván joulovým teplem a během milisekund dosáhne teploty několika milionů stupňů čímž se plně ionizuje. Původně se předpokládalo, že ohmický ohřev bude dostačující, avšak pozdější experimenty ukázaly, že plazma bude nutno ještě dodatečně ohřívat. V současnosti se vyšších teplot dosahuje ohřevem neutrálními svazky nebo ohřevem vysokofrekvenčním. Tyto typy ohřevu jsou podrobněji popsány v rozboru tokamaku ITER. [1], [2]

Komora má dvě osy symetrie, hlavní a vedlejší. Z toho plynou dva hlavní směry používané při jejich popisu. Toroidální směr kolem hlavní osy a poloidální směr kolem vedlejší osy (viz Obr. 9).

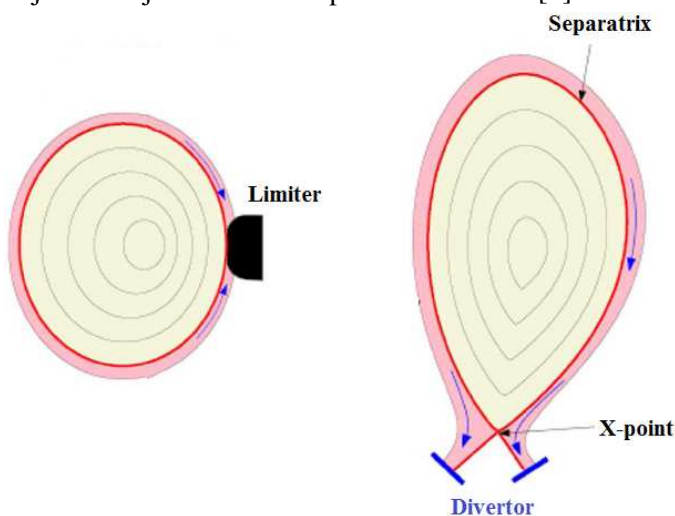
Abychom horké plazma udržely v požadované poloze a bezpečné vzdálenosti od okrajů nádoby je nutné vytvořit silné magnetické pole. Cívky toroidálního pole vytvářejí magnetické

pole, které generuje plazma. Vlivem zvyšování kinetické energie plazmatu se jeho poloha posouvá v horizontálním směru od středu komory. Abychom zabránili přílišnému posunu k vnějšímu okraji nádoby přidávají se do systému cívky poloidálního pole. Pole vytvořené těmito cívkami působí na plazma Lorenzovou silou a udržuje ho ve středu komory. Pokud poloidální pole sloučíme s polem toroidálním, dostaneme výsledné magnetické pole ve tvaru šroubovice. Šroubovicové pole proto, aby částice rychle kompenzovali přebytek nábojů opačného znaménka, který se může někde vytvořit. [2], [4]



Obr. 9. Směry tokamaku

Může se zdát, že při této konfiguraci magnetického pole je problém udržení plazmatu již v podstatě vyřešen. Problém je ale daleko složitější. Díky magnetickým poruchám a difúzi se některé částice mohou přesto dostat blízko okrajů nádoby. Tomu lze zabránit dvěma způsoby - fyzickou překážkou nebo odkloněním. Pro první způsob se využívá limiter. Limiter je zařízení, které tvoří hmotnou překážku proudu částic a zabraňuje tak jejich proniknutí ke stěně komory (obr.10). Tato překážka musí být vyrobena z materiálu, který se v důsledku nárazů částic nedostane do plazmatu. To by znamenalo nežádoucí příměs a tím pádem velké ztráty energie. Teploty, které jsou v okrajových částech plazmatu, není schopen vydržet žádný doposud známý materiál. Právě proto musí být limiter intenzivně chlazen. K tomu se obvykle používá demineralizovaná voda. I při nejdokonalejší konstrukci emituje limiter do plazmatu příměs. Z toho důvodu se u nejmodernějších tokamaku používá divertor. [9]



Obr. 10. Konfigurace limiteru a divertoru

Moderní tokamaky mají konstruovanou komoru ve tvaru písmene D, aby zde bylo možné divertor umístit což jim dává řadu výhod. Divertorová konfigurace umožňuje přibližně dvakrát lepší udržení plazmatu, výrazné snížení eroze materiálu stěny a tím i snížení znečištění centrálního plazmatu těmito částicemi. Typické plazma v této konfiguraci má pak tvar písmene D (obr.10) s charakteristickým x-pointem (místo, kde se kříží separatrix - okrajová vrstva plazmatu). V rámci experimentů bylo dokázáno, že právě tento tvar je pro energetickou fúzi nejvýhodnější, jelikož dovoluje přejít do tzv. H-modu, tj. stavu s vyšším udržením. Výnosnost energetické reakce je pak daleko větší než při klasickém kruhovém průřezu plazmatického sloupce. [2]

V současné době je na světě v provozu asi 50 tokamaků, které se zabývají výzkumem plazmatu. Největším fúzním reaktorem světa se stane tokamak ITER, jehož stavba započala v roce 2005.



## 2 Rozbor tokamaku ITER

Než lidstvo dospěje k tomu aby bylo schopno realizovat fúzní elektrárnu, musí překonat mnoho překážek. Prvním krokem bylo vědecky prokázat , že je fúze v pozemských podmínkách proveditelná. Tento krok byl splněn na experimentálních tokamacích jako TFTR, JET a JT-60U.

Dalším krokem, před kterým v současnosti vědci stojí je vybudovat ještě větší zařízení s většinou technických prvků požadovaných pro elektrárnu, které předvede technickou proveditelnost fúze. Vývoj takového zařízení samozřejmě vyžaduje nemalé finanční náklady a proto vedl k mezinárodní spolupráci.

V polovině 80.let navrhl Sovětský svaz členským státům organizace EUROATOM a poté i USA vznik experimentálního zařízení, které by bylo předstupněm fúzní elektrárny. Po dvou letech jednání, během kterých se do projektu připojilo také Japonsko, byly dohodnuty podmínky, za kterých se měl reaktor pod názvem ITER realizovat.

Původní projekt, který byl dokončen v roce 1998 počítal s fúzním výkonem 1500 MW. Kvůli vysokým nákladům a nedostatku financí některých členských států musel být projekt zredukován do současné podoby s předpokládaným výkonem 500MW. K projektu se připojili také Čína, Jižní Korea, India a v roce 2003 také Kanada. Reaktor se začal stavět v roce 2007 v jihofrancouzské oblasti Cadarache a předpokládaným datem uvedení do provozu by měl být rok 2020.

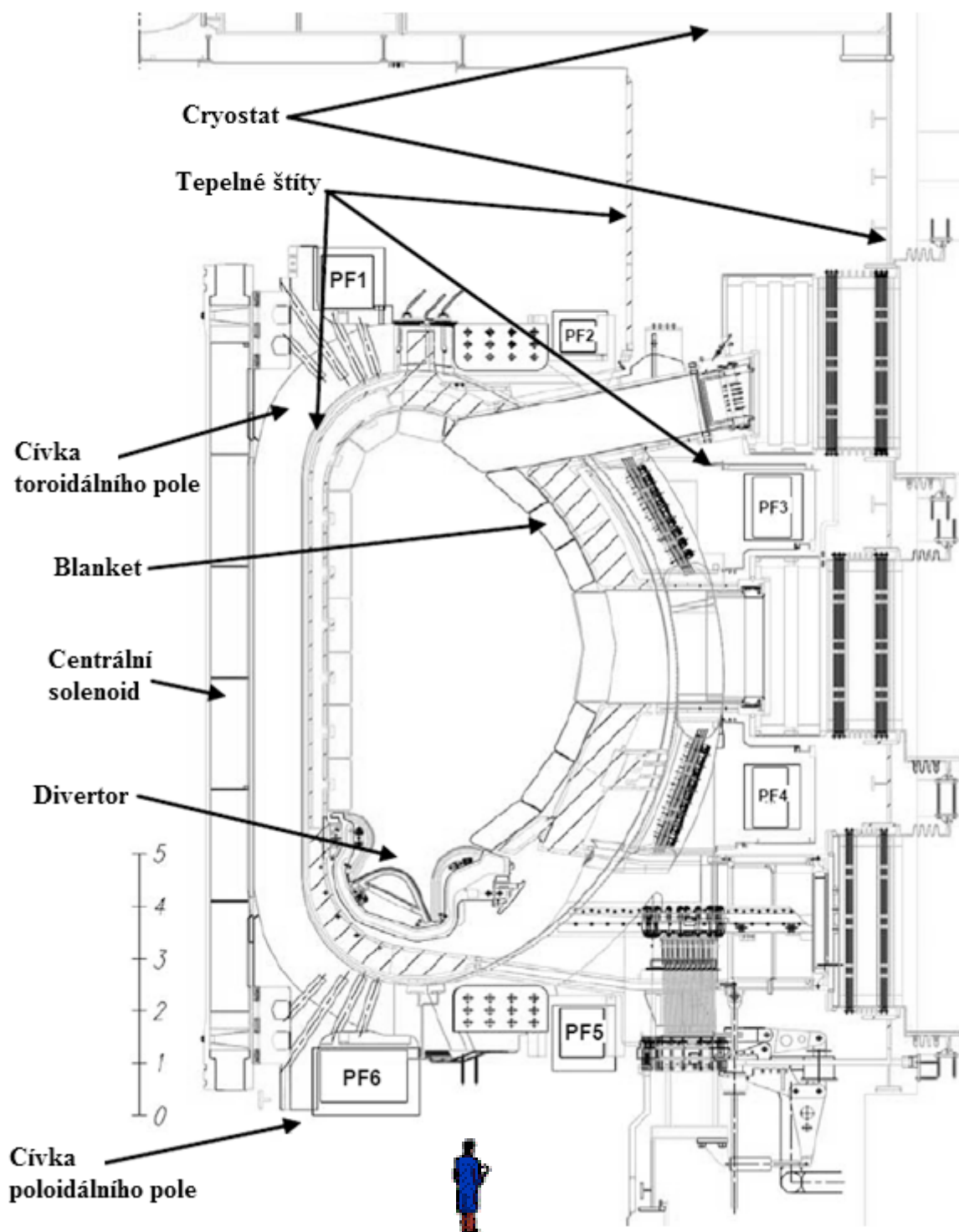
Posledním stupněm ve vývoji fúzního reaktoru bude zařízení pracovně nazvané DEMO. Toto zařízení bude v podstatě úplný prototyp elektrárny, která spolehlivě a bez problémů vyrábí elektřinu.



*Obr. 11. Budoucí komplex tokamaku ITER v Cadarache*



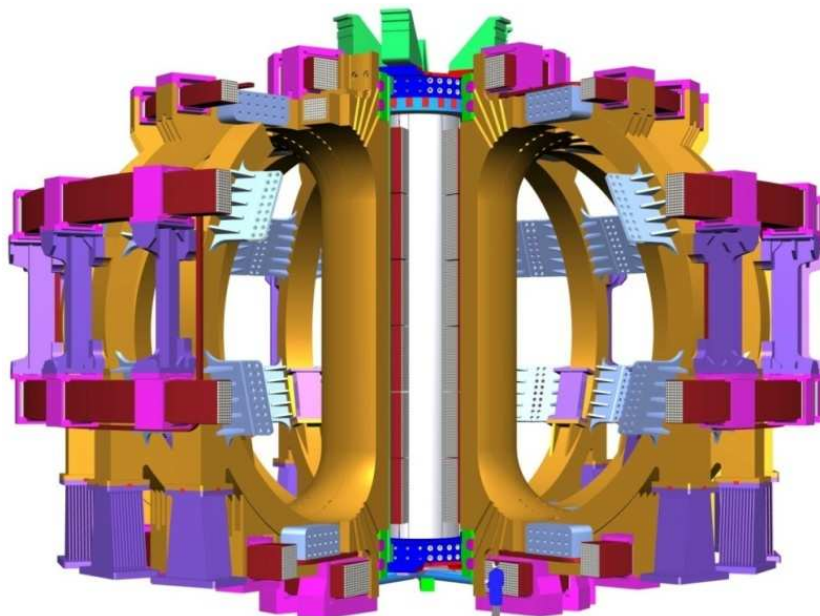
## 2.1 Základní uspořádání



Obr. 12. Uspořádání základních částí tokamaku ITER

## 2.2 Hlavní části tokamaku

### 2.2.1 Soustava cívek



Obr. 13. Soustava cívek

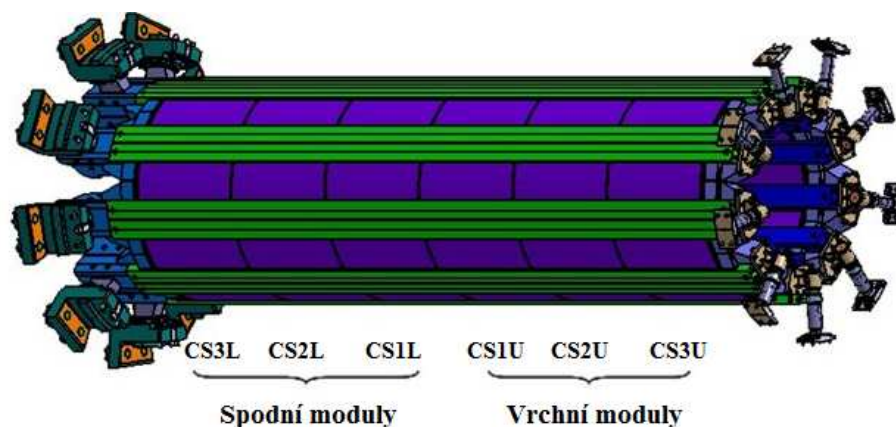
Soustava cívek tokamaku ITER se skládá ze čtyř typů cívek uvedených v tabulce:

Tab. 1. Soustava cívek a jejich základní parametry

Cívka	Počet cívek	Max. proud [kA]	Max. napětí [kV]
Centrální solenoid	6 segmentů	45	20
Cívky toroidálního pole	18	68	3,5
Cívky poloidálního pole	6	52	17
Korekční cívky	18	10	7,5

Soustava cívek zajišťuje vytvoření a udržení plazmatu ve vakuové komoře v předem určené poloze. Celkem 48 cívek magnetického systému ITER spotřebuje 187 km supravodiče. Supravodiče se při konstrukci výkonných elektromagnetů používají proto, aby se vinutí dlouhodobým průchodem silného elektrického proudu neroztavila. Proto je možné dosáhnout pulzů o intervalu až 500 s. Cívkami toroidálního pole bude protékat proud 68 kA. Výsledné magnetické pole dosáhne hodnot až 11,8 T. Jednotlivé cívky jsou podrobněji popsány v následujících kapitolách.

### 2.2.1.1 Centrální solenoid



Obr. 14. Centrální solenoid

Centrální solenoid se používá prakticky ve všech tokamacích k buzení elektrického proudu v plazmatu. CS představuje primární vinutí transformátoru. Sekundární vinutí je plazmatický provazec ve výbojové komoře. CS dosáhne výšky 13 m a jeho průměr bude 4,3 m. Jeho vinutím poteče proud až 45 kA a v sekundárním vinutí je požadovaná hodnota proudu až 15 MA. Doba udržení takového proudu je 300 až 500 s.

Elektrický proud zabezpečuje základní ohmický ohřev plazmatu a spoluvytváří magnetickou nádobu sloužící k tepelné izolaci plazmatu ve výbojové komoře. Vinutí centrálního solenoidu je u moderních tokamaků ze supravodivého materiálu, což umožňuje relativně dlouho trvající plazmatické pulzy. Tento komponent vyrábí pro ITER Japonsko a USA. V tabulce jsou uvedeny parametry vinutí CS. [14]

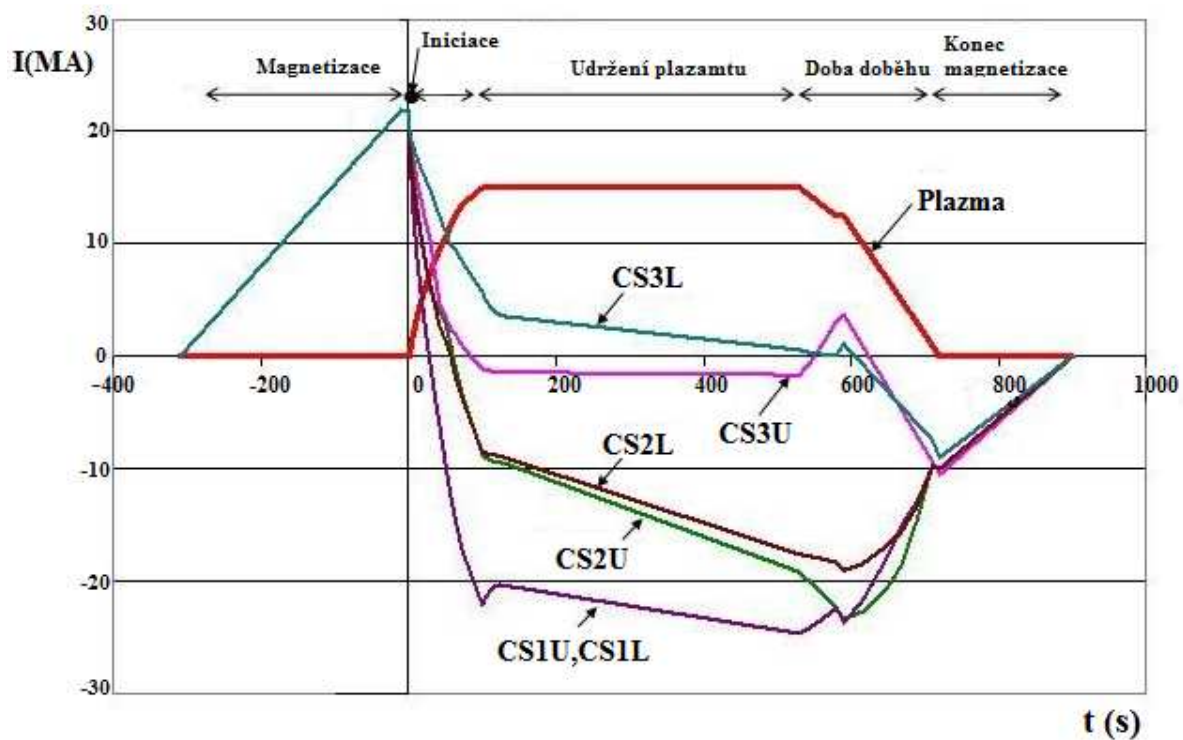
Tab. 2. Parametry vinutí centrálního solenoidu

Parametr	Hodnota	Jednotka
Celkový počet závitů	549	[-]
Provozní proud	45	[kA]
Teplota	4,7	[K]
Magnetická indukce	12,4	[T]
Materiál vodiče	Nb <sub>3</sub> Sn	[-]
Průměr vodiče	32,6	[mm]
Počet žil	576	[-]

Centrální solenoid je tvořen 6 nezávisle napájenými moduly a v jeho dutině se předpokládá magnetické pole 12,4 T. Tím, že je každý modul buzen jiným proudem se CS bude podílet i na tvarování plazmatu. Právě vhodný průběh proudu horním a dolním modulem centrálního solenoidu zajišťuje plazma ve tvaru písmene „D“.

Na obr. 15 jsou vidět průběhy proudů v jednotlivých modulech. Při magnetizačním intervalu teče ve všech 6 modulech po dobu 300 s proud 40 kA. Jakmile plyn ve vakuové komoře dosáhne plazmatického stavu, začne pracovat každý modul samostatně. Pouze moduly CS1U a CS1L pracují jako dvojice. Například v modulu CS3U se za dobu udržení změnila orientace proudu hned několikrát. Na konci cyklu proud v některých modulech dosáhne hodnoty až 45 kA. Právě tyto pracovní režimy jednotlivých modulů mají zabezpečit požadovaný tvar

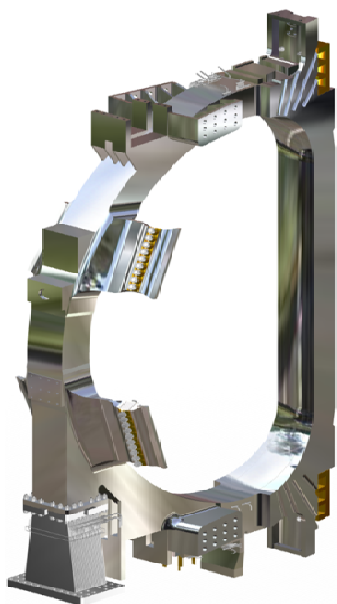
plazmatu a potřebnou hodnotu elektrického proudu. Centrální solenoid s neměnným proudem by nefungoval.



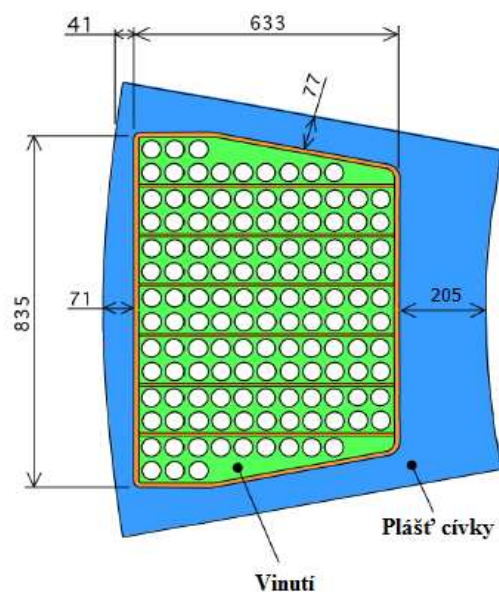
Obr. 15. Průběh proudu v jednotlivých modulech centrálního solenoidu

### 2.2.1.2 Cívky toroidálního pole

Cívky toroidálního pole obepínají vakuovou komoru a spolu s elektrickým proudem v plazmatu tvoří magnetickou nádobu izolující vysokoteplotní plazma od stěn výbojové komory. Každá z osmnácti cívek toroidálního pole má hmotnost 360 tun a dohromady tak tvoří největší komponent celého tokamaku. Magnetická energie vyprodukovaná těmito cívkami bude 41 GJ. Hodnota magnetické indukce bude dosahovat 11,8 T. [14]



Obr. 16. Cívka toroidálního pole

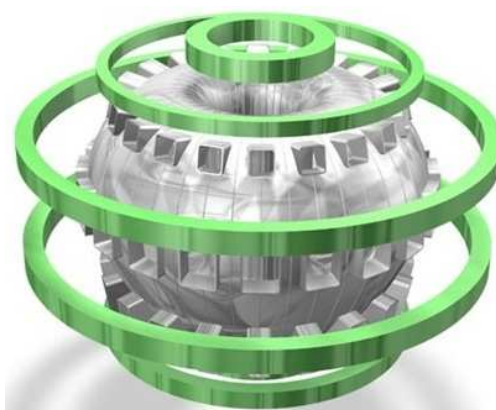


Obr. 17. Průřez vinutím

Tab. 3. Parametry vinutí toroidální cívky

Parametr	Hodnota	Jednotka
Celkový počet závitů	134	[-]
Provozní proud	68	[kA]
Teplota	5	[K]
Magnetická indukce	11,8	[T]
Materiál vodiče	Nb <sub>3</sub> Sn	[-]
Průměr vodiče	40,5	[mm]
Počet žil	900	[-]

### 2.2.1.3 Cívky poloidálního pole



Obr. 18. Cívky poloidálního pole

Cívky poloidálního pole tvarují plazma a hlídají jeho pozici ve vakuové komoře při zažehnutí i uhasnutí. Systém se skládá ze šesti horizontálních cívek umístěných až za cívky toroidálního pole. Cívky číslo 2 až 6 dosahují takových rozměrů, že je nelze přepravovat a budou se navíjet až v Cadarache.

Tab. 4. Parametry poloidálních cívek 1 a 6

Parametr	Hodnota	Jednotka
Celkový počet závitů	PF1-249,PF6-425	[-]
Provozní proud	45	[kA]
Teplota	5	[K]
Magnetická indukce	6	[T]
Materiál vodiče	NbTi	[-]
Průměr vodiče	38,2	[mm]
Počet žil	1440	[-]

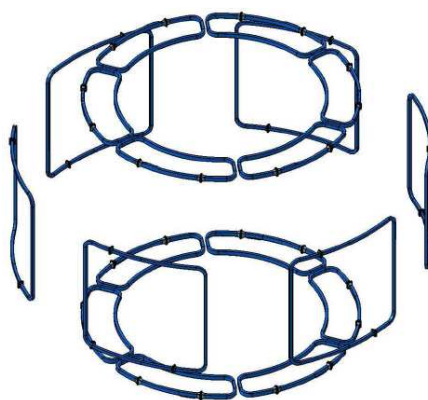
Tab. 5. Parametry poloidálních cívek 2,3 a 4

Parametr	Hodnota	Jednotka
Celkový počet závitů	PF2-556,PF3-874,PF4-799*	[-]
Provozní proud	45	[kA]
Teplota	5	[K]
Magnetická indukce	4	[T]
Materiál vodiče	NbTi	[-]
Průměr vodiče	34,5	[mm]
Počet žil	864	[-]

Tab. 6. Parametry poloidální cívky 5

Parametr	Hodnota	Jednotka
Celkový počet závitů	217	[-]
Provozní proud	45	[kA]
Teplota	5	[K]
Magnetická indukce	5	[T]
Materiál vodiče	NbTi	[-]
Průměr vodiče	35,4	[mm]
Počet žil	1080	[-]

#### 2.2.1.4 Korekční cívky



Obr. 19. Korekční cívky

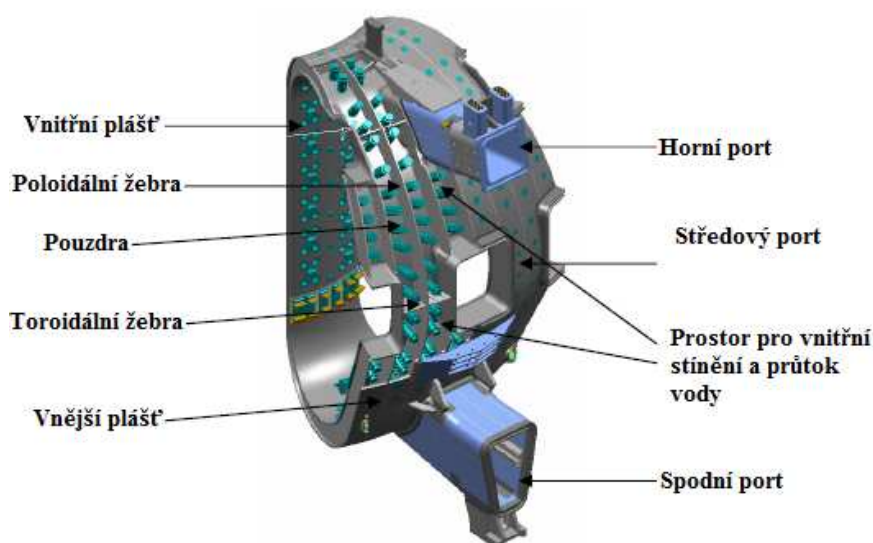
Osmnáct korekčních cívek je sdružených do devíti párů. Jsou umístěných mezi cívkami toroidálního a poloidálního pole. Jejich úkolem je kompenzovat chyby v magnetickém poli, které jsou způsobeny odchylkami v geometrii velkých cívek. [14]

Tab. 7. Parametry korekčních cívek

Parametr	Hodnota	Jednotka
Celkový počet závitů	217	[-]
Provozní proud	45	[kA]
Teplota	5	[K]
Magnetická indukce	5	[T]
Materiál vodiče	NbTi	[-]
Průměr vodiče	35,4	[mm]
Počet žil	1080	[-]



### 2.2.2 Vakuová komora



Obr. 20. Vakuová komora

Vakuová komora je hermeticky uzavřený toroid ve tvaru písmene „D“. Je složená z devíti segmentů. Každý segment má vnější průměr 19,4 m, vnitřní průměr 6,5 m a vysoký 11,3 m. Hmotnost jednoho segmentu bude 450 t. Struktura komory je složená ze dvou plášťů širokých 15mm. Vzájemná vzdálenost obou plášťů se pohybuje od 20 mm na vnitřní až po 540 mm na straně vnější prostor je vyplněn chladicí kapalinou a materiálem pro stínění radioaktivního záření. Podrobnější parametry komory jsou uvedeny v následující tabulce:

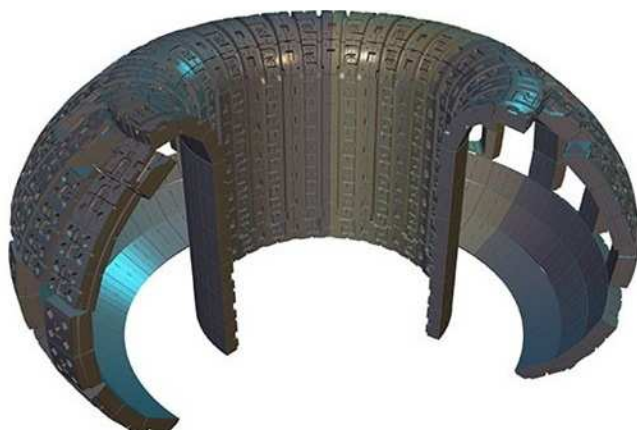
Tab. 8. Parametry vakuové komory

Parametr	Hodnota	Jednotka
Rozměry jednotlivých sektorů (9)	13x8x7	[m]
Vnější průměr torusu	19,4	[m]
Vnitřní průměr torusu	6,5	[m]
Výška torusu	11,3	[m]
Tloušťka pláště	60	[mm]
Obsah vnitřního pláště	850	[m <sup>2</sup> ]
Objem komory	2054	[m <sup>3</sup> ]
Objem plazmatu	830	[m <sup>3</sup> ]

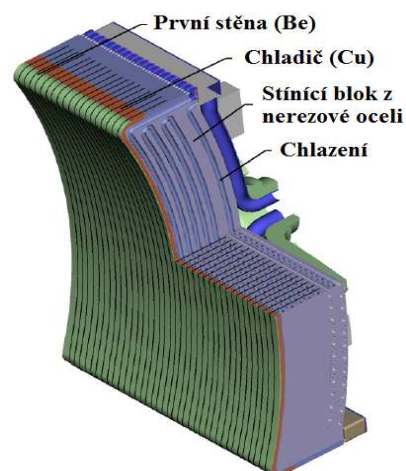
Komora bude opásána celkem 44 porty rozmístěnými ve třech patrech. Horní patro má 18, rovníkové 17 a spodní 9 portů. Horní porty budou sloužit pro diagnostiku a přívod vody pro chlazení blanketu a komory. Čtrnáct středových portů zajistí vysokofrekvenční ohřev a další dva porty pro ohřev neutronovými svazky a poslední středový port bude sloužit pro diagnostiku ohřevu. Spodní porty budou přivádět chladicí kapalinu pro divertor. Hmotnost vakuové komory spolu s porty přesáhne hmotnost 5000t. [14]



### 2.2.3 Blanket



Obr. 21. Blanket



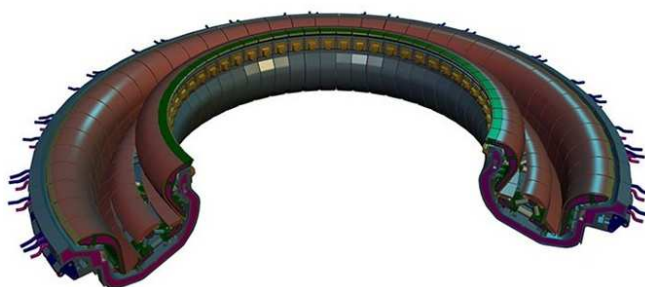
Obr. 22. Průřez segmentem

Blanket pokrývá vnitřní stěnu vakuové komory a zajišťuje tak její ochranu i ochranu supravodivých cívek proti vysokým teplotám a neutronům z fúzní reakce. Neutrony jsou zde zpomaleny a jejich kinetická energie je přeměněna v energii tepelnou. Další funkcí blanketu bude získávání tritia.

Pro účely údržby je blanket tvořen segmenty, které mají odnímatelnou první stěnu, která je namáhána vysokými teplotami a po čase ji bude nutné nahradit. Blanket tvoří 440 segmentů o rozměrech 1 x 1,5 m. Celý komponent bude mít hmotnost 4,6 t.

Společně s divertorem je blanket největší technologickou výzvou celého tokamaku. Jako materiál pro pokrytí tzv. první stěny blanketu bylo zvoleno berillium pro jeho unikátní vlastnosti a vysokou teplotu tání. V další vrstvě bude měděné chlazení. Stínící blok bude vyroben z nerezové oceli. [14]

### 2.2.4 Divertor



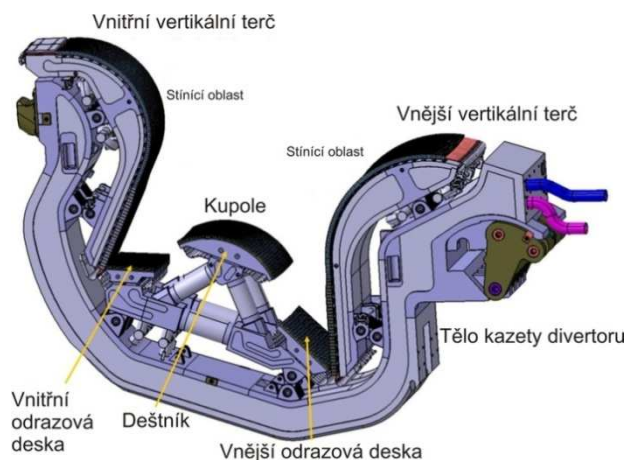
Obr. 23. Divertor

Divertor je jeden z nejdůležitějších komponentů tokamaku. Je to jediná část výbojové komory tokamaku, která je v řízeném kontaktu s vysokoteplotním plazmatem. Kontakt je důsledkem toho, že na rozdíl od zbytku komory, siločáry izolujícího magnetického pole povrch

divertoru protínají. Tepelně a radiačně namáhaný povrch divertoru je pokryt částečně wolframem a částečně uhlíkovým kompozitem.

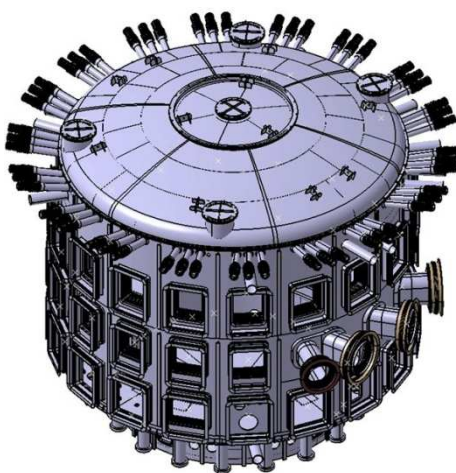
Jeho hlavní funkcí je odčerpávat z plazmatu majoritní část tepelného výkonu a hélia vzniklého při jaderné reakci. Zároveň zbavuje plazma nečistot a poskytuje neutronové stínění vakuové nádoby a cívkám v jeho okolí. Celý divertor se skládá z 54 kazet, každá délky 3,6 metru, výšky 2,1 m a hmotnosti 9 až 10 t. Hmotnost celého divertoru je 700 t.

Jakmile se jednou zapálí v komoře termojaderná fúze, bude prostor výbojové komory radioaktivní a pro člověka nepřístupný. Předpokládá se, že materiál divertoru bude v důsledku neutronového záření křehnout a bude ho tedy nutné během 20 let nejméně třikrát vyměnit. Na obr. 24 je vidět detail kazety divertoru. [14]



Obr. 24. Divertorová kazeta

### 2.2.5 Cryostat

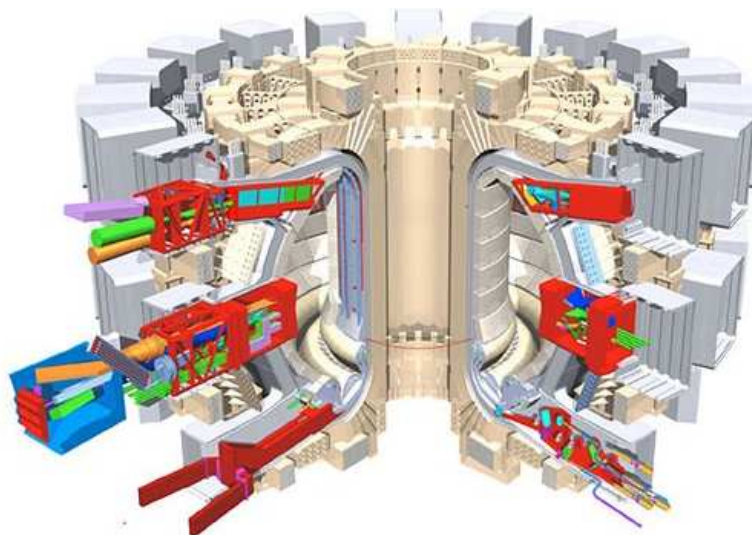


Obr. 25. Cryostat

Cryostat je konstrukce vyrobená z nerezové oceli, která obklopuje vakuovou komoru a supravodivé cívky a zajišťuje vakuum. Je tvořena jedinou stěnou válcového tvaru a je vyztužena horizontálními a vertikálními žebry. Cryostat je 29,3 m vysoký a 28,6 m široký.

Stěna má mnoho otvorů z nichž některé mají v průměru až čtyři metry a slouží pro přívod chlazení, dodatečný ohřev a diagnostiku. Těmito otvory se také budou vyměňovat opotřebované části divertoru a blanketu. Celý cryostat je zcela obklopen betonovou vrstvou, které se nazývá "bioshield". Nad cryostatem je tato vrstva široká až 2 metry.

### 2.2.6 Diagnostika



Obr. 26. Vyznačení diagnostiky v tokamaku

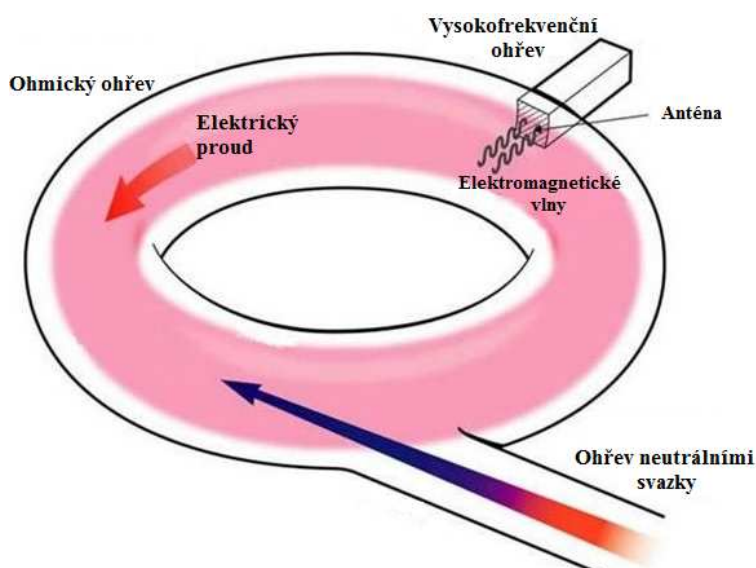
V tokamaku bude nainstalovaný rozsáhlý diagnostický systém, který bude měřit, vyhodnocovat a následně optimalizovat výkon v plazmatu. Diagnostika v takovém to zařízení je značně komplikovaná, protože plazma je tak horké, že do něj nelze zasunout žádný přístroj nebo pevnou sondu. Velké množství informací bude poskytovat měření a analýza záření, které plazma emituje. Mezi ně patří rentgenové záření, světlo, rádiové záření a vylétávající neutrální částice. Další informace budou získávány tak, že se do plazmatu vyšle svazek laserového světla, mikrovlnného záření nebo neutrálních částic a následně se bude pozorovat buď jeho útlum, nebo světlo, které se při jeho průchodu plazmatem rozptyluje či vyzařuje. Dále bude v tokamaku nainstalována diagnostika zabývající se studiem nestabilit plazmatu tak, aby se stanovily podmínky, při kterých nestability vznikají a aby se upřesnil vliv, který mají nestability na ztráty energie. [14]

Řádná diagnostika plazmatu umožňuje srovnávání naměřených vlastností plazmatu s předpověďmi různých teoretických modelů, čímž se postupně zlepšuje chápání fyziky plazmatu.

## 2.3 Ohřev plazmatu

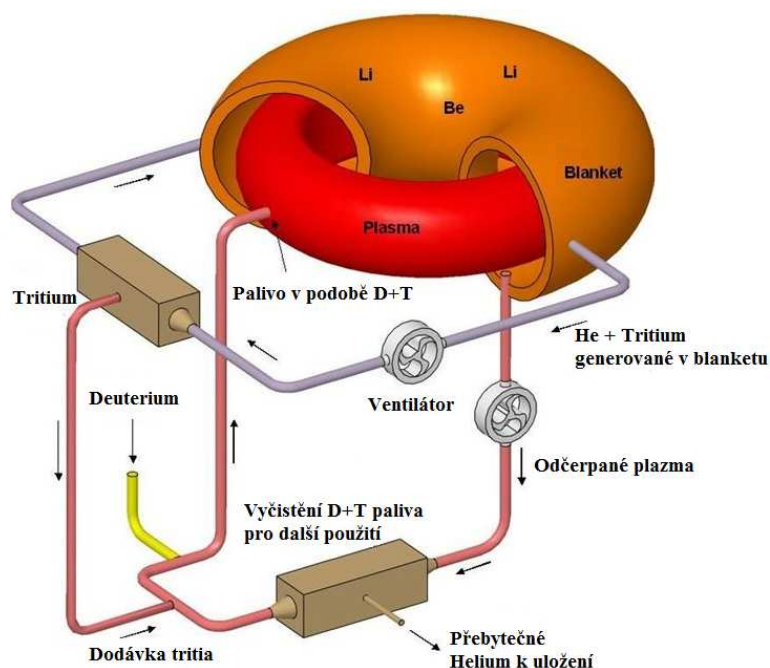
Abychom dosáhly termojaderné fúze, musíme nejdříve zajistit, aby plazma ve vakuové komoře dosahovalo teplot kolem 150 milionů stupňů. Ohřev plazmatu v tokamaku ITER bude zajišťovat trojice vnějších zdrojů. První bude využívat ohřev neutronovými svazky a zbylé dva budou zdroje vysokofrekvenční. Součet teplených výkonů jednotlivých zdrojů dosáhne 50 MW.

- **Ohřev neutrálními svazky** - Vzhledem k tomu, že neexistuje efektivní způsob urychlení neutrálních částic na požadovanou energii, která se pohybuje kolem 1 eV, musí být částice urychlovány jako nabité a před vletem do tokamaku musí být zpětně neutralizovány. Neutrální částice neinteragují s magnetickým polem tokamaku a proto se snadno dostanou až do středu komory tokamaku, kde jsou v důsledku srážek s částicemi plazmatu opět ionizovány, začnou se tedy pohybovat podél magnetické siločáry a svou energii předávají srážkami částicím plazmatu.
- **Vysokofrekvenční ohřev** - Tento druh ohřevu spočívá v tom, že jsou do plazmatu vysílány mikrovlny o vhodné vlnové délce. Tyto mikrovlny jsou dále absorbovány částicemi při cyklotronním urychlování a předávají plazmatu svou energii, čímž ho ohřívají.



Obr. 27. Ohřev plazmatu

## 2.4 Palivový cyklus



Obr. 28. Palivový cyklus

Iter bude první fúzní zařízení plně konstruované pro DT reakci. Před tím než se v komoře rozběhne fúzní reakce bude nutné odsát z komory vzduch a ostatní nečistoty. Poté začne protékat cívkami proud a do komory začne proudit plynné palivo. Jakmile bude v komoře dostatek paliva na sekundární straně transformátoru se vybudí proud, který způsobí ionizaci plynu a dosažení plazmatu. Pro ITER byli vyvinuty výkonné čerpadla pro vhánění paliva do vakuové komory.

Druhým způsobem, kterým se bude dopravovat palivo do komory je peletový dávkovač. Toto zařízení vyrábí několik milimetrů velké zmrazené pelety deuteria a tritia. Pelety jsou do plazmatu vystřelovány rychlostí až 3600 km/h. Díky zmrazení mohou proniknout dostatečně hluboko do jádra plazmatu. Vystřelování pelet je hlavní nástroj jak regulovat hustotu plazmatu a slouží také pro regulaci plazmových nestabilit tzv. ELM (Edge Local Mode), které způsobují ztráty energie. Nejnovější technologie jsou vyvíjeny s cílem umožnit peletám let podél zakřivené dráhy a tím dosáhnout oblastí kde se nestability objevují nejčastěji. [14]

Palivo v ITERU bude zpracováváno v uzavřeném cyklu a nespotřebované zbytky se budou po recyklaci znovu použít. To umožní divertor, který je umístěný na dně komory. Nespálené palivo je z divertoru odčerpáno ven kde se oddělí od helia které vzniklo při fúzi a smíchá se s čerstvou dávkou DT. Tato směs je pak opět dodána do vakuové komory.

### ***3 Rozbor a tvorba modelu tokamaku***

Cílem praktické části této diplomové práce bylo vytvořit model tokamaku ITER a nasimulovat v něm magnetické pole generované soustavou cívek. K řešení byla použita numerická metoda konečných prvků se kterou pracuje program ANSYS.

#### ***3.1 Numerické metody***

Pomocí numerických metod je možné nahradit tradiční postup konstrukce prototypu zařízení a tím podstatně snížit náklady a čas potřebný na jeho vývoj. Tyto metody umožňují modelovat reálné 2D a 3D objekty. Společným rysem všech numerických metod je náhrada přesného řešení diferenciální nebo integrální rovnice řešením přibližným, které vyjádří danou funkci v konečném počtu vybraných bodů. Pole mezi uzly potom nalezneme vhodnou aproximací. Mezi nejrozšířenější numerické metody patří již zmiňovaná metoda konečných prvků.

#### ***3.2 Metoda konečných prvků***

Tato metoda vznikla ve 40. letech minulého století pro potřeby řešení úloh ve stavebnictví a leteckém inženýrství. Později nalezla využití v celé řadě dalších inženýrských oborů.

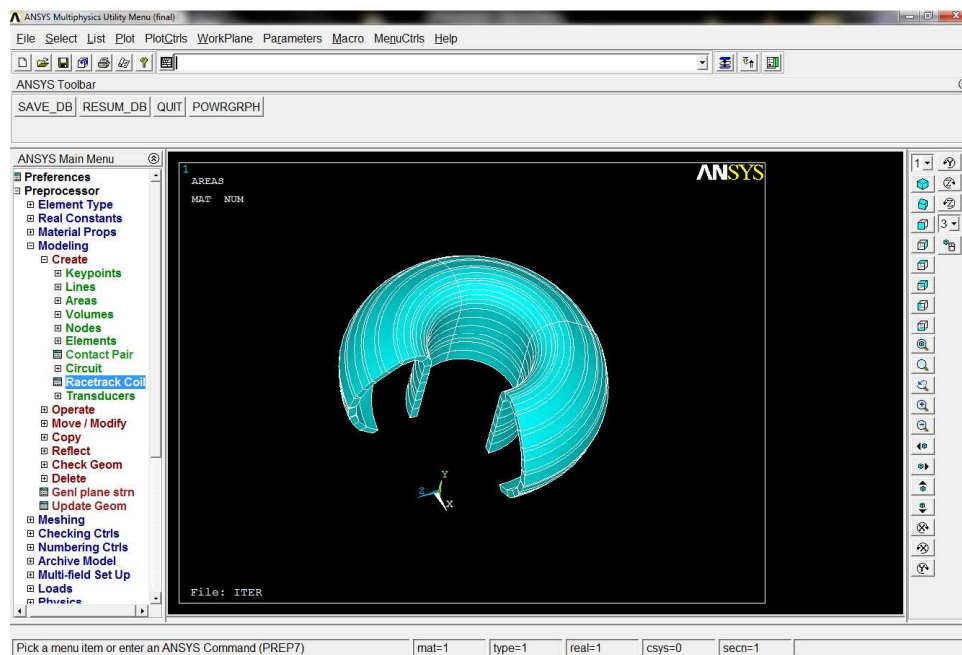
MKP slouží pro analýzu struktur a těles. Zpravidla je možné touto metodou řešit problémy, které klasickými postupy řešit nelze. Metoda pokrývá celou řadu fyzikálních aplikací: statika, dynamika, elektromagnetické pole atd. Princip metody je jednoduchý: Rozdělit geometricky definovaný objekt, který je předmětem výpočtu, na konečný počet elementů, vyplňující z dostatečnou přesností jeho tvar. Jestliže jsou vlastnosti každého elementu popsány jednoduchou funkcí, dostaneme pro popis celého objektu soustavu rovnic. Jednotlivé elementy jsou vzájemně spojeny v tzv. uzlech, které mají přesně určené souřadnice. Zjednodušeně se dá říci, že jsou počítány hodnoty neznámých parametrů právě v těchto uzlech.

#### ***3.3 Základní popis programu Ansys***

ANSYS byl vyvinut v šedesátých letech minulého století a patří od počátku existence MKP inženýrských systémů ke špičkovým software této kategorie. Obecně je to nelineární, multifyzikální program zahrnující strukturální a termodynamickou analýzu, analýzu proudění kontinua, analýzu elektrostatických a elektromagnetických polí a akustické analýzy. Veškeré tyto analýzy lze jednak provádět jednotlivě, ale díky multifyzikálnímu pojetí programu je lze také zahrnout do jediné, společné analýzy. ANSYS umožňuje nejen kontrolní výpočty, ale díky



parametrizovaným výpočtovým modelům i citlivostní a optimalizační analýzy a rovněž výpočty spolehlivosti. Tyto výsledky pak mohou být ve formě tabulky, obrázku nebo grafu.



*Obr. 29. Prostředí softwaru ANSYS*

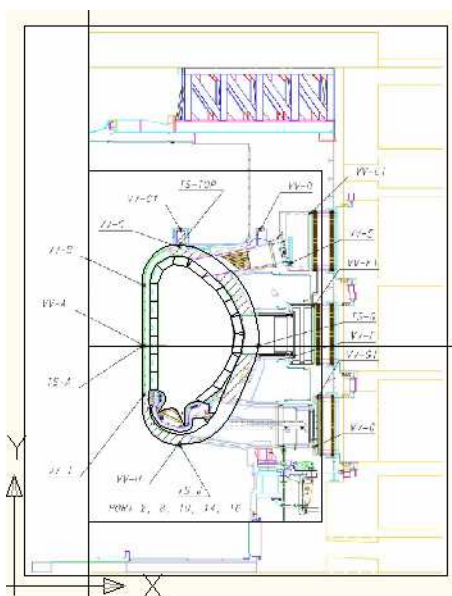
Postup modelování je rozdělen do tří základních částí:

- **Preprocessor** - Tato část slouží k tvorbě modelu a zadání jeho geometrických rozměrů. Dále se zde zadávají materiálové vlastnosti.
- **Processor** - Provádí výpočet řešeného problému a ukládá výsledky do výstupních datových souborů.
- **Postprocessor** - Slouží k vyhodnocení a následné analýze výsledů.

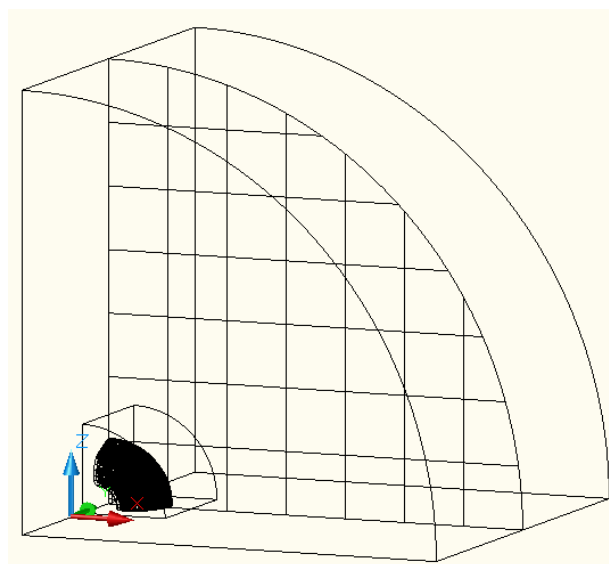
### 3.4 Tvorba modelu

Vzorem modelu byla výkresová dokumentace uvedená v dokumentu Project Integration Document.[7] Tento dokument vydala v roce 2007 projekční kancelář ITER.

Nejprve bylo nutné překreslit obrys komory v programu Autocad 2010. Tento obrys se poté převedl do 3D zobrazení pomocí funkce rotace (obr. 31). Poté se tento zjednodušený model exportoval do souboru s příponou SAT a načel do programu ANSYS.

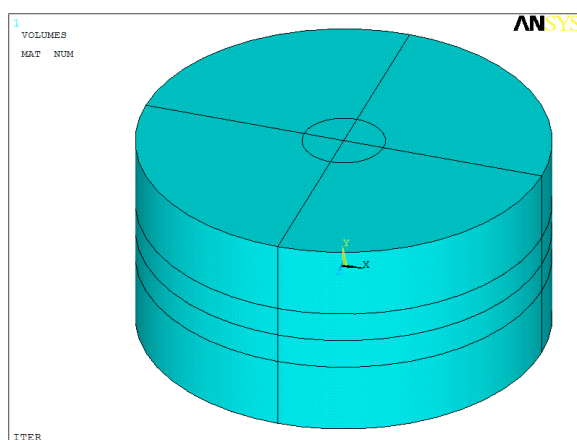


Obr.30. Obrys komory

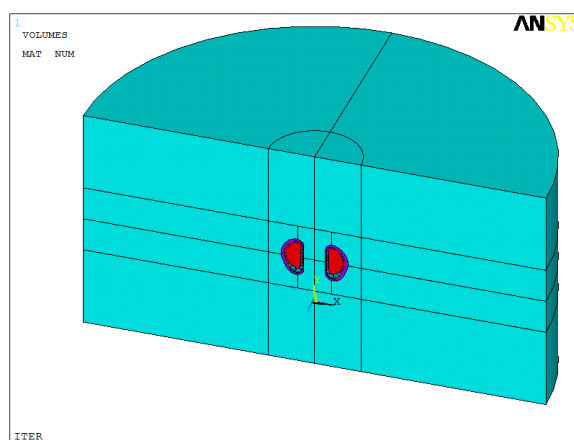


Obr.31. Rotovaný obrys

Další úpravy už probíhaly pouze v softwarovém prostředí ANSYS. Zde se model dorotoval čímž vznikl válec o poloměru 50 m, který představuje okolní prostředí. Pro model bylo ještě nutné nadefinovat jednotlivé materiály. Pro jednoduchost jsme uvažovali pouze vzduch s permeabilitou 1. Následujícím krokem bylo nadefinovat objemy a spojit je do celých komponentů. Celý model a jeho průřez jsou na obrázcích (obr. 32,33).



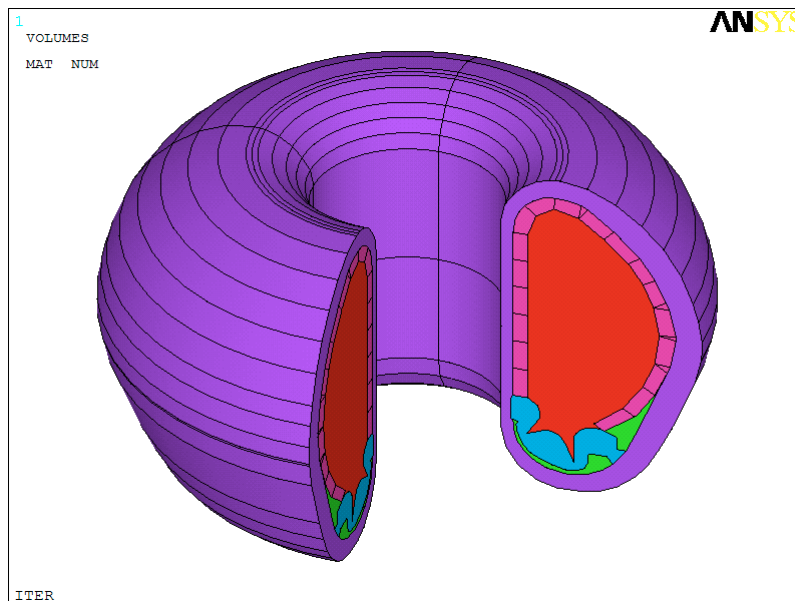
Obr. 32. Celý model



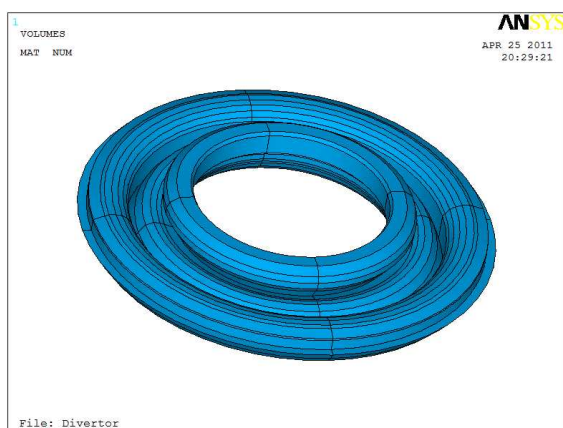
Obr. 33. Řez modelem



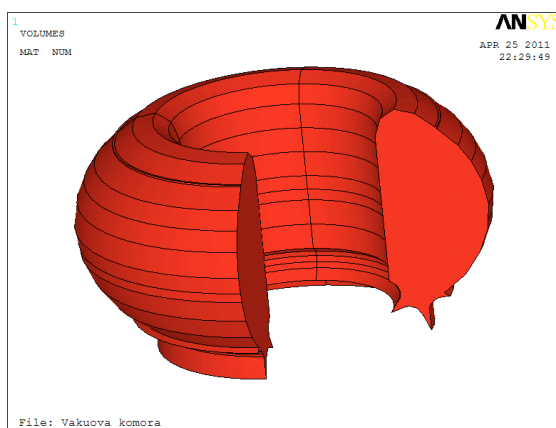
Nejdůležitější součástí modelu je torus, který je jehož detail je na obr. 34. Další komponenty, umístěné v toru jsou divertor, blanket a výbojová komora. (viz. obr. 35-38).



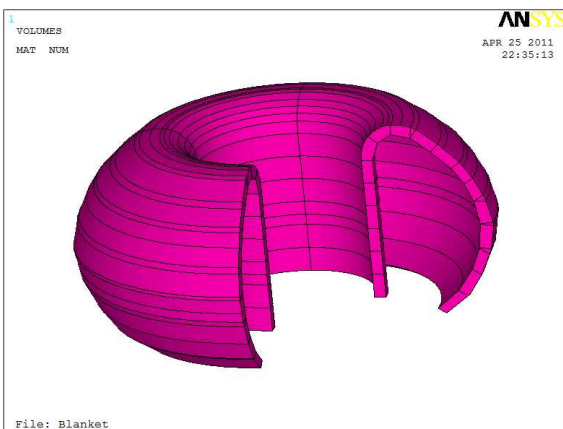
Obr. 34. Torus



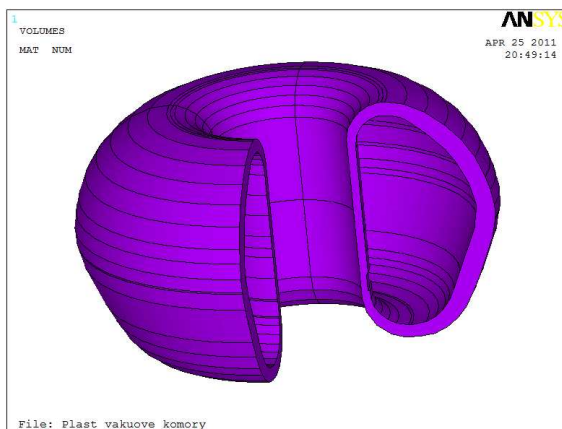
Obr. 35. Divertor



Obr. 36. Výbojová komora

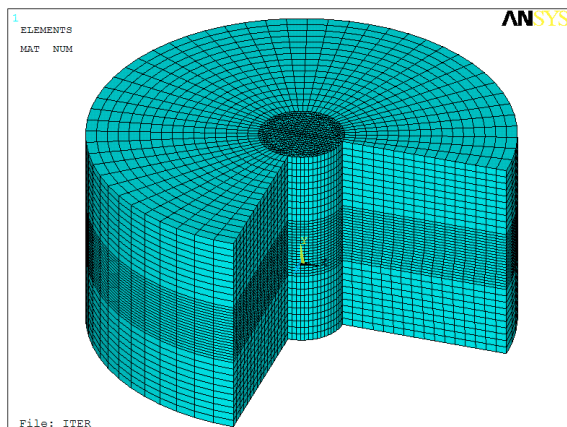


Obr. 37. Blanket

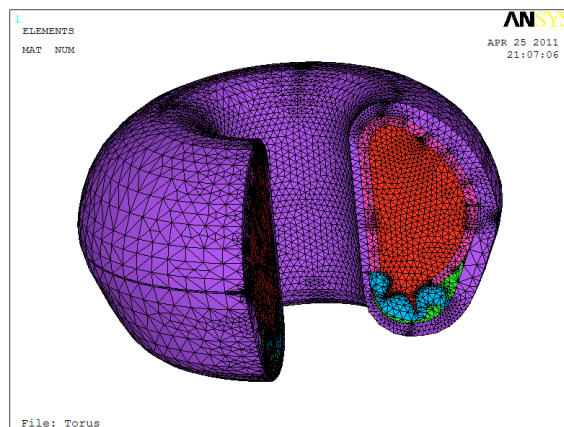


Obr. 38. Plášť toru

Abychom mohli spustit výpočet museli jsme pro celý model vytvořit výpočetní síť. V elementech u kterých se předpokládají větší změny výsledků ( v našem případě torus tokamaku) musí být síť podrobnější než v okolním prostředí, aby byly výsledky vykresleny co nejpřesněji.

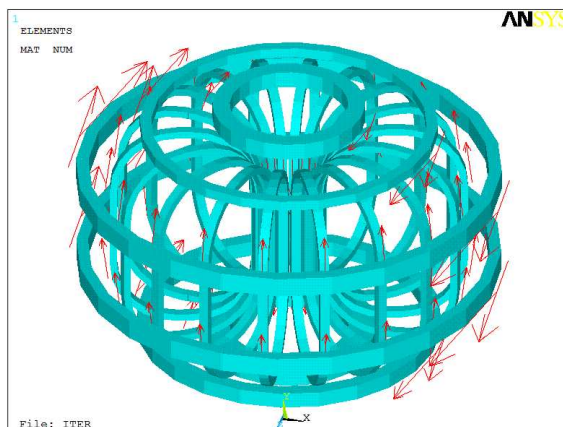


*Obr. 39. Síť okolního prostředí*



*Obr. 40. Síť toru*

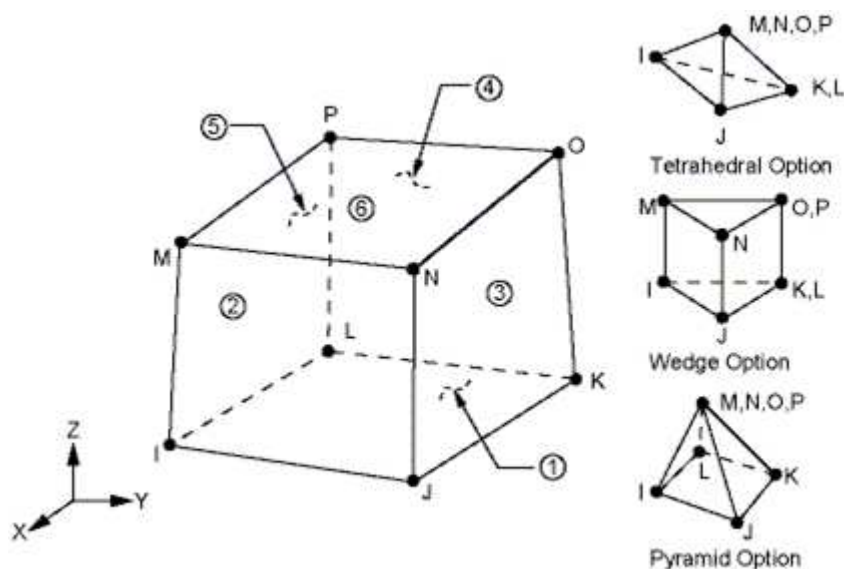
Po vytvoření výpočetní sítě jsme do modelu umístili tři druhy cívek - cívky toroidálního pole, cívky poloidálního pole a centrální solenoid. Pro zjednodušení vykreslování cívek a nastavování požadovaných proudů v cívkách jsme vytvořily makra.



*Obr. 41. Cívky a směry proudů*

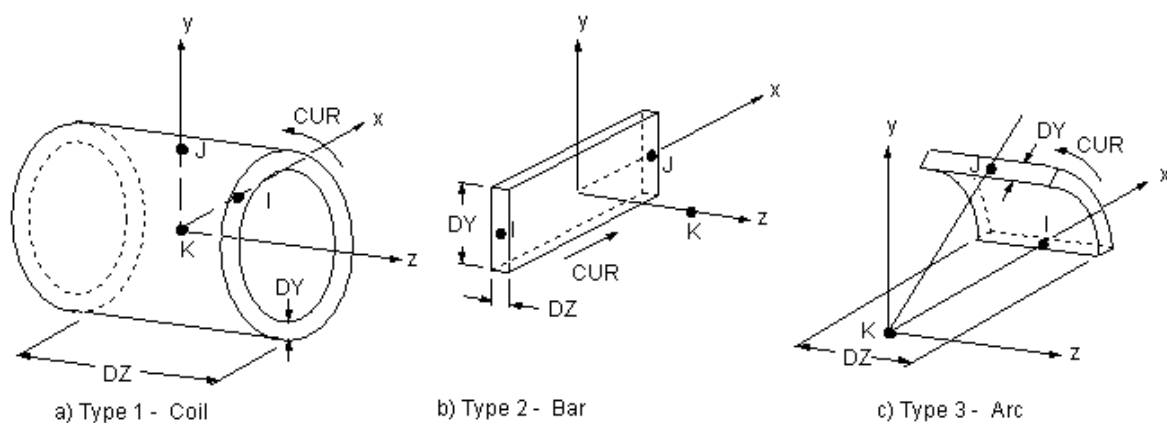
### 3.4.1 *Elementy užité pro tvorbu modelu*

Pro model byl zvolen element SOLID96, který je určen k výpočtu trojrozměrného magnetického pole. Tento element je definován 8 uzly. Jak je vidět na obr. 42 uzly M, N, O, P a K, L lze určit jako společné uzly. Poté můžeme dostat čtyřstěnné nebo pětistěnné modely.



Obr. 42. Geometrické zobrazení elementu SOLID69

Druhý element SOURC36 byl použit pro tvorbu cívek. Tento element slouží k řešení problematiky magnetických polí pomocí proudů. Na následujícím obrázku je geometrické zobrazení tohoto elementu. Zkratky DY a DZ charakterizují rozměr v osách y, z. CUR je celkový proud v cívce.

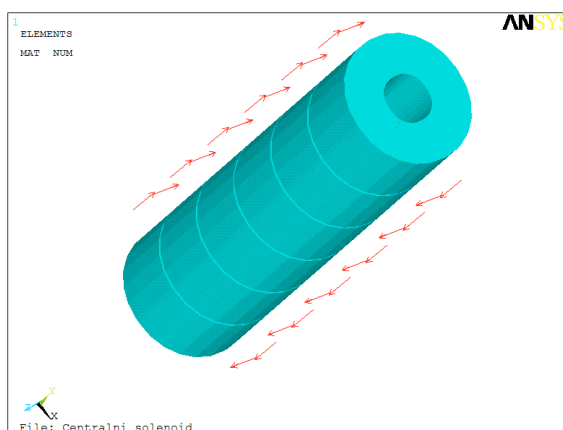


Obr.43. Geometrické zobrazení elementu SOURC36

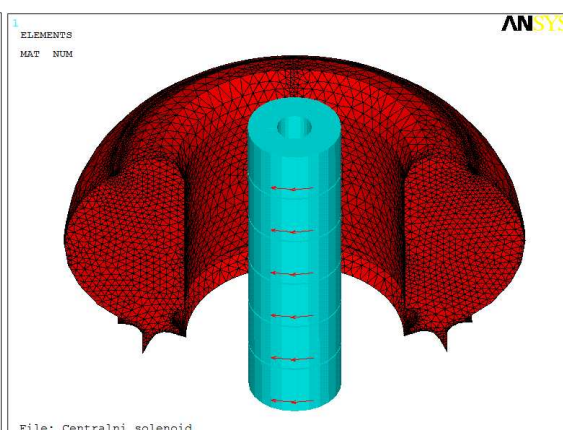
## 4 Simulace magnetického pole budících cívek pro verze buzení

V této kapitole jsou zobrazeny výsledky 3D statické analýzy pro čtyři různé varianty zapojení cívek. Pro každou variantu jsou v tabulkách zobrazeny zmenšené výsledkové mapy pro tři hodnoty budícího proudu ze kterých je patrná změna magnetického pole. Dále jsou zde uvedeny detaily rozložení magnetické indukce a intenzity ve vakuové komoře. Zbylé výsledky, které zde nejsou obsaženy budou v příloze v elektronické podobě.

### 4.1 Varianta a) Centrální solenoid



Obr. 44. Detail centrálního solenoidu



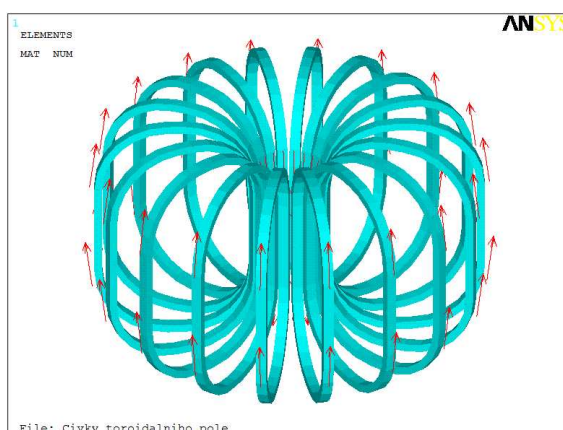
Obr. 45. Centrální solenoid s komorou

Tab. 9. Přehled hodnot budících proudů centrálního solenoidu

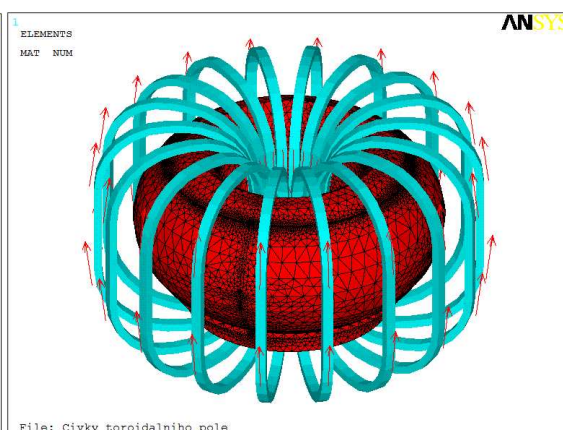
I[kA]	4,5*	9	13,5	18	22,5	27*	31,5	36	40,5	45*
-------	------	---	------	----	------	-----	------	----	------	-----

\*Sedou barvou jsou označeny budící proudy jejichž výsledky jsou uvedeny v přehledu zmenšených výsledkových map.

### Varianta b) Cívky toroidálního pole



Obr. 46. Cívky toroidálního pole



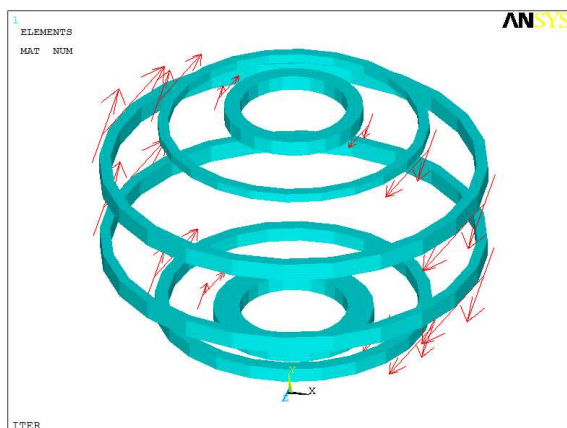
Obr. 47. Cívky toroidálního pole s komorou

Tab. 10. Přehled hodnot budících proudů pro cívky toroidálního pole

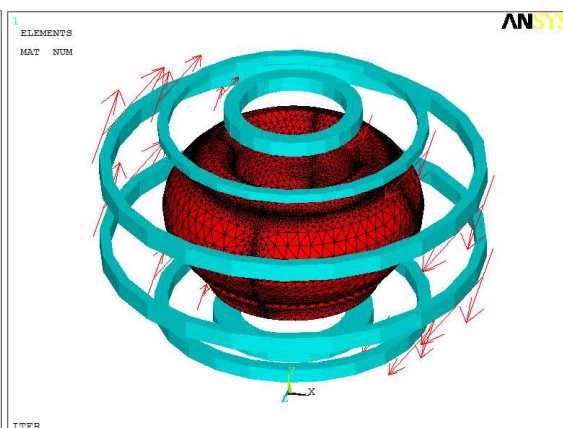
I[kA]	6,8	13,6	20,4	27,2	34	40,8	47,6	54,4	61,2	68
-------	-----	------	------	------	----	------	------	------	------	----



## 4.2 Varianta c) Cívky poloidálního pole



Obr. 48. Cívky poloidálního pole

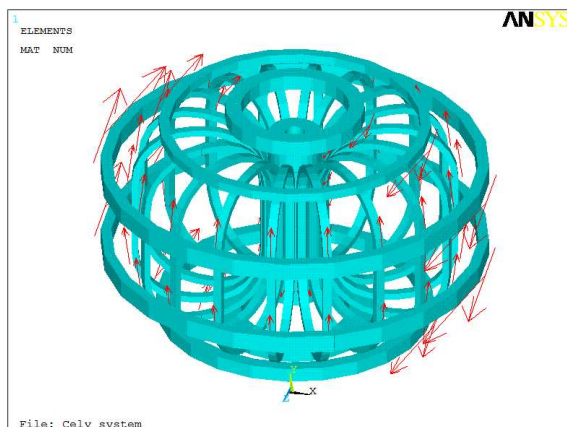


Obr. 49. Cívky poloidálního pole s komorou

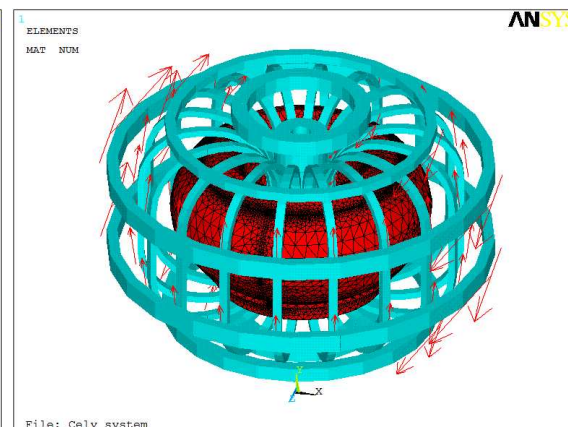
Tab. 11. Přehled hodnot budících proudů pro cívky poloidálního pole

I[kA]	4,5	9	13,5	18	22,5	27	31,5	36	40,5	45
-------	-----	---	------	----	------	----	------	----	------	----

## 4.3 Varianta d) Celý systém cívek



Obr. 50. Celý systém cívek



Obr. 51. Celý systém cívek s komorou

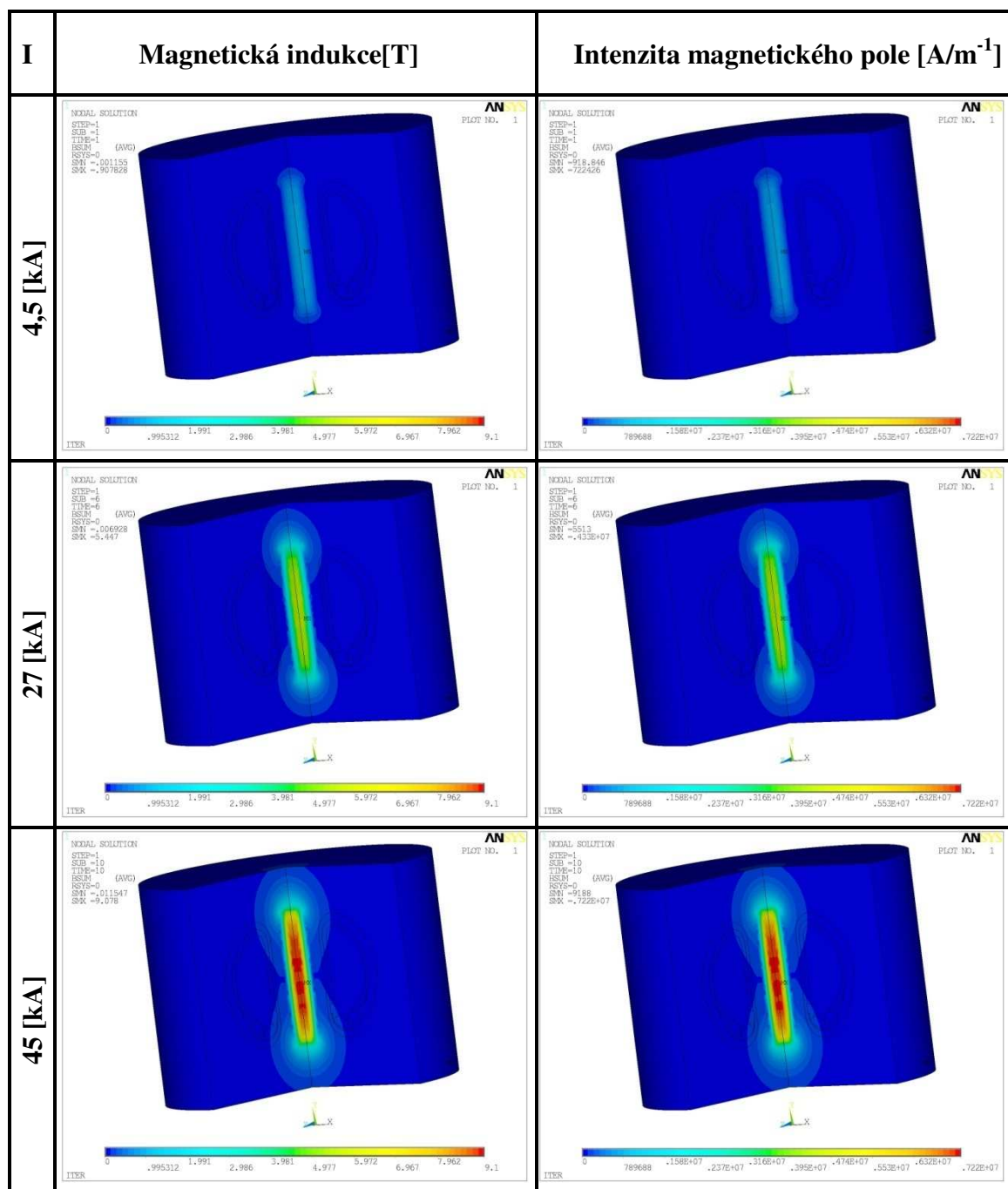
Tab. 12. Přehled hodnot budících proudů pro centrální solenoid a cívky poloidálního pole

I[kA]	4,5	9	13,5	18	22,5	27	31,5	36	40,5	45
-------	-----	---	------	----	------	----	------	----	------	----

Tab. 13. Přehled hodnot budících proudů pro cívky toroidálního pole

I[kA]	6,8	13,6	20,4	27,2	34	40,8	47,6	54,4	61,2	68
-------	-----	------	------	------	----	------	------	------	------	----

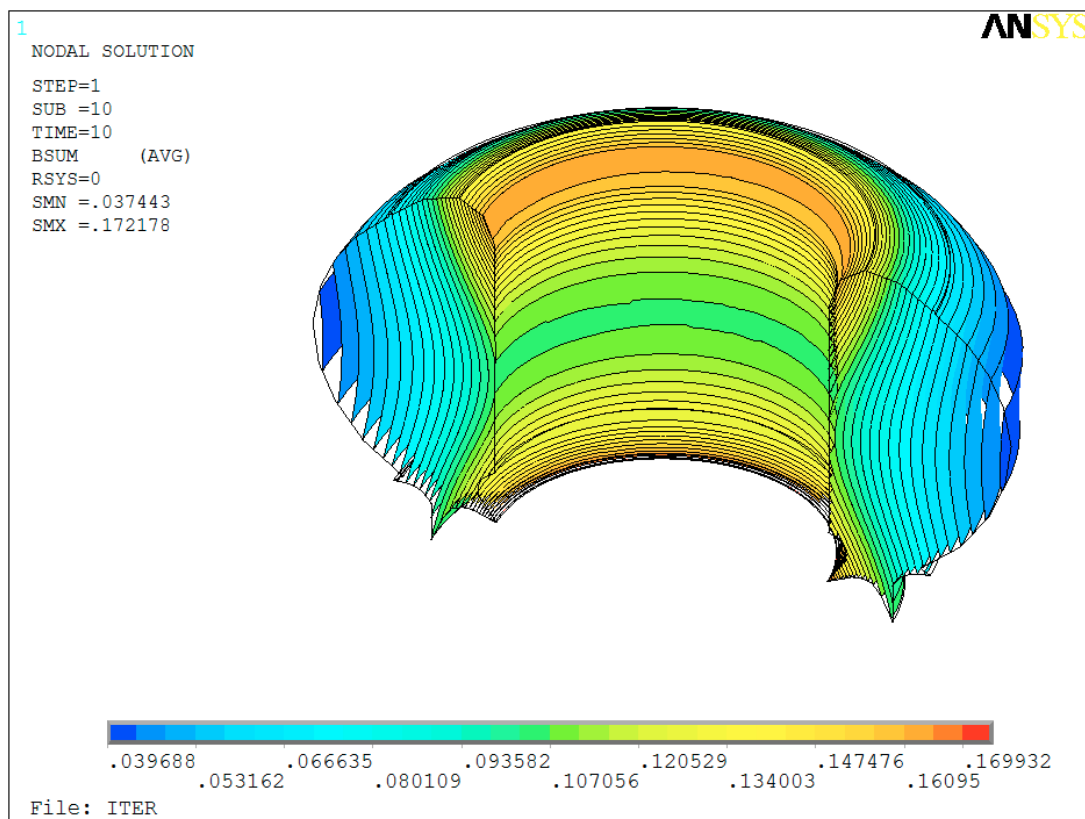
#### 4.4 Výsledné magnetické pole - Varianta a) Centrální solenoid



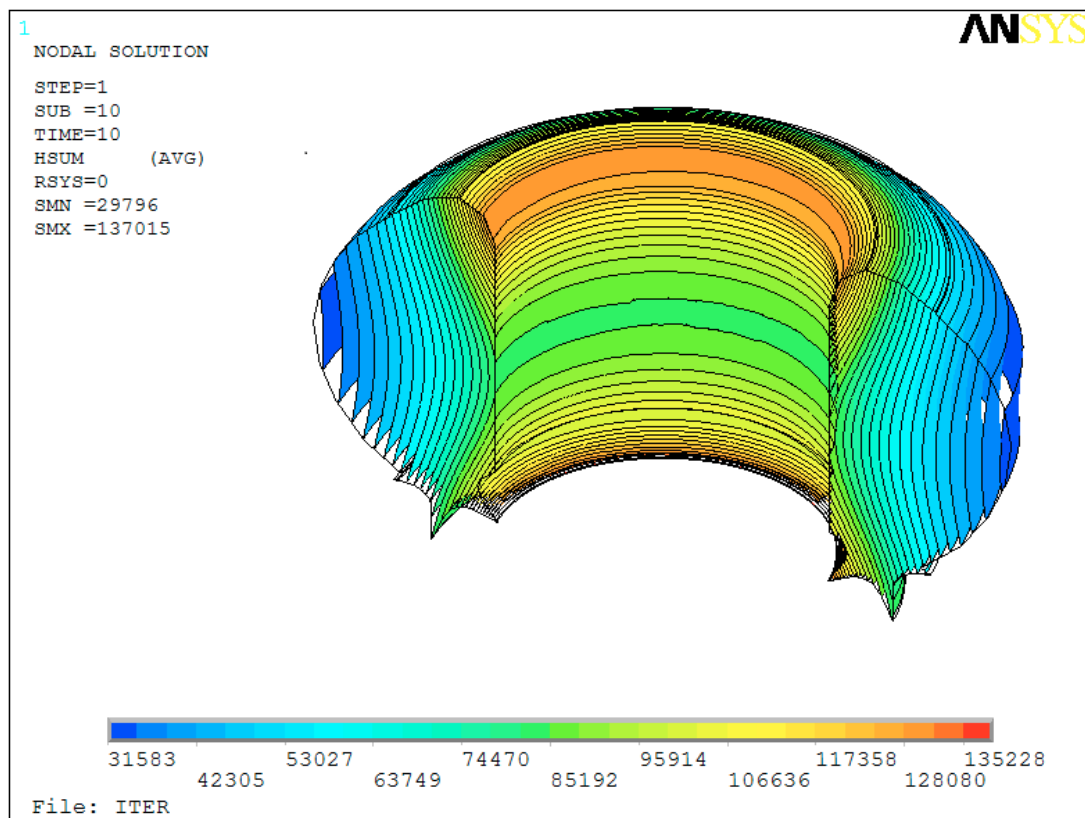
Obr. 52. Zmenšené výsledné mapy magnetického pole centrálního solenoidu

Tab. 14. Přehled maximálních hodnot intenzity a indukce pro variantu a)

I [kA]	B <sub>max</sub> [T]	H <sub>max</sub> [A/m <sup>-1</sup> ]
4,5	0,907	722426
27	5,447	0,433.10 <sup>7</sup>
45	9,078	0,722.10 <sup>7</sup>

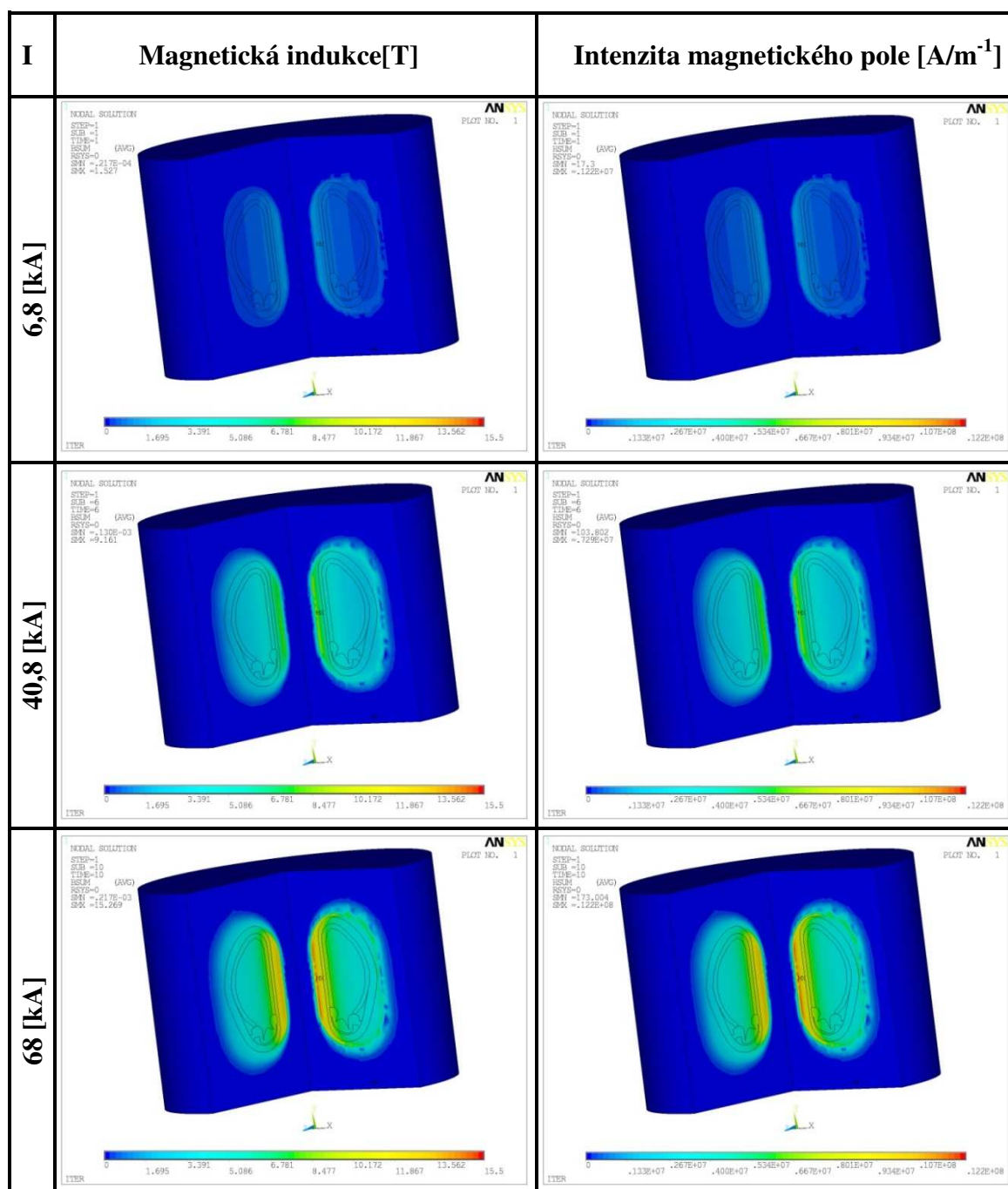


Obr. 53. Detail rozložení magnetické indukce v řezu komory pro 45 kA



Obr. 54. Detail rozložení intenzity magnetického pole v řezu komory pro 45 kA

#### 4.5 Výsledné magnetické pole - Varianta b) Cívky toroidálního pole

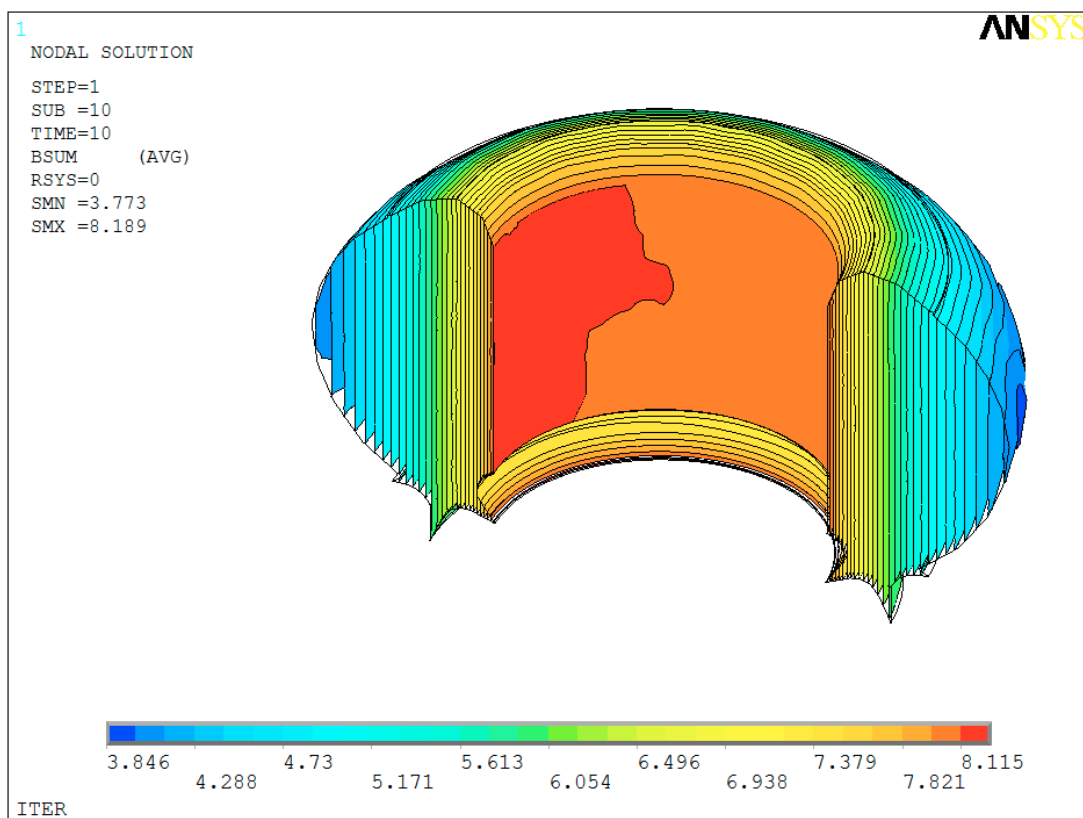


Obr. 55. Zmenšené výsledné mapy magnetického pole cívek toroidálního pole

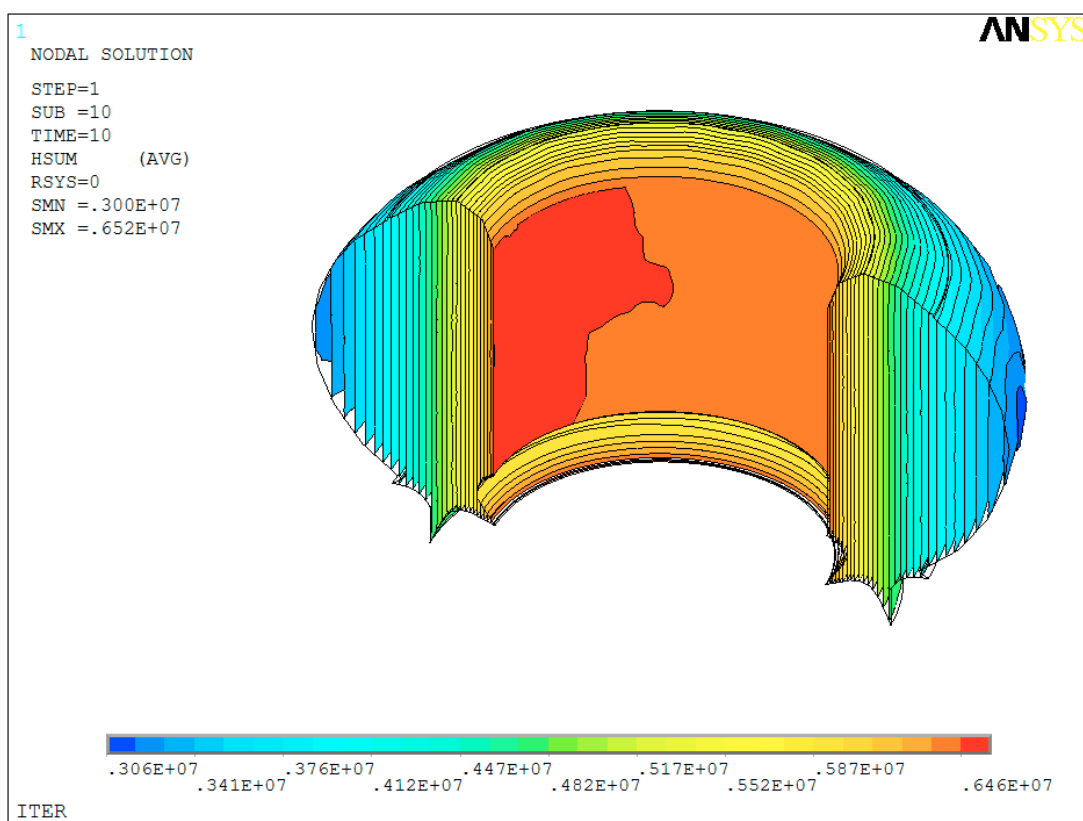
Tab. 15. . Přehled maximálních hodnot intenzity a indukce pro variantu b)

I [kA]	B <sub>max</sub> [T]	H <sub>max</sub> [A/m <sup>-1</sup> ]
6,8	1,527	0,122.10 <sup>7</sup>
40,8	9,161	0,729.10 <sup>7</sup>
68	15,269	0,122.10 <sup>8</sup>



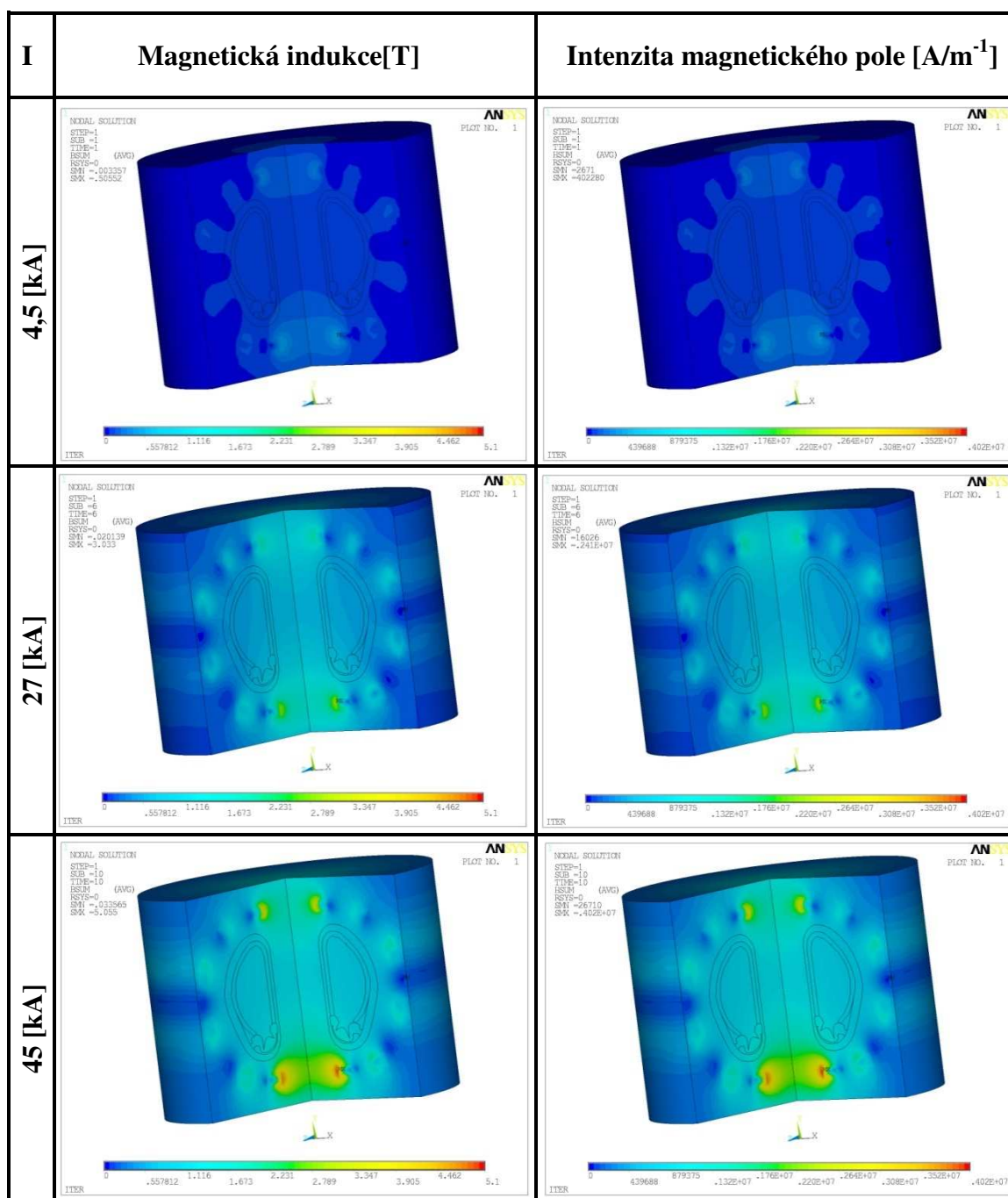


Obr. 56. Detail rozložení magnetické indukce v řezu komory pro 68 kA



Obr. 57. Detail rozložení intenzity magnetického pole v řezu komory pro 68 kA

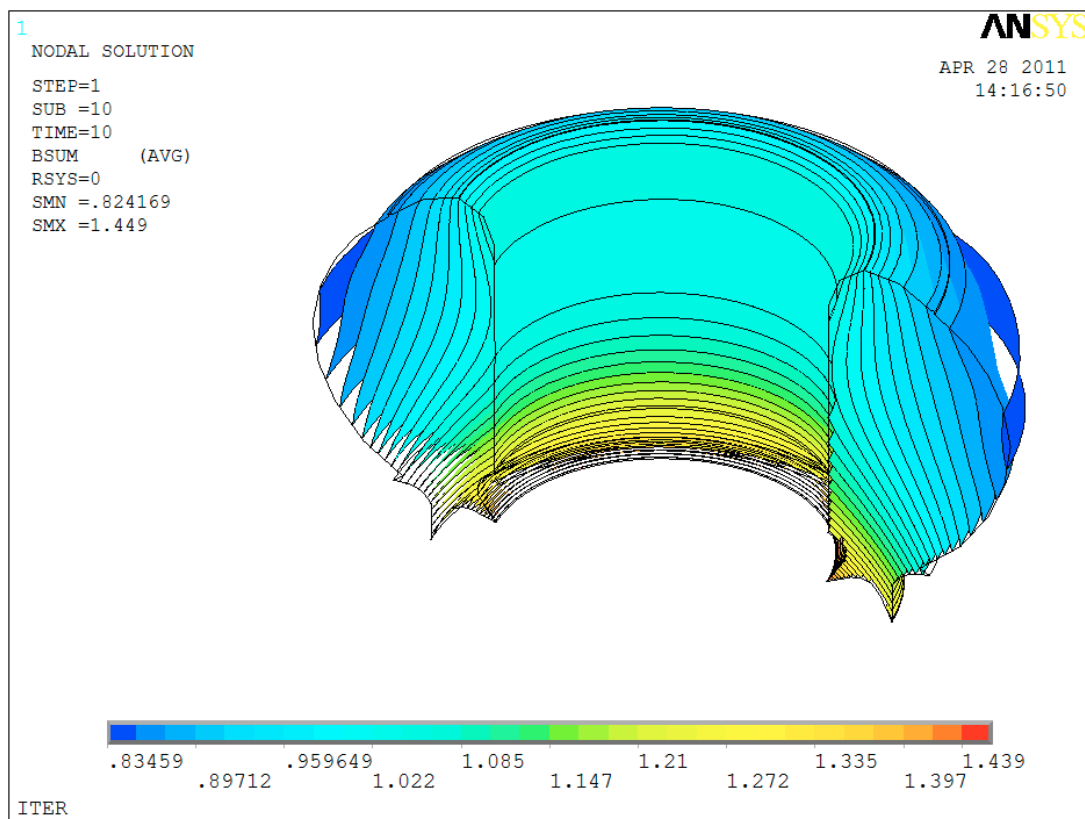
#### 4.6 Výsledné magnetické pole - Varianta c) Cívky poloidálního pole



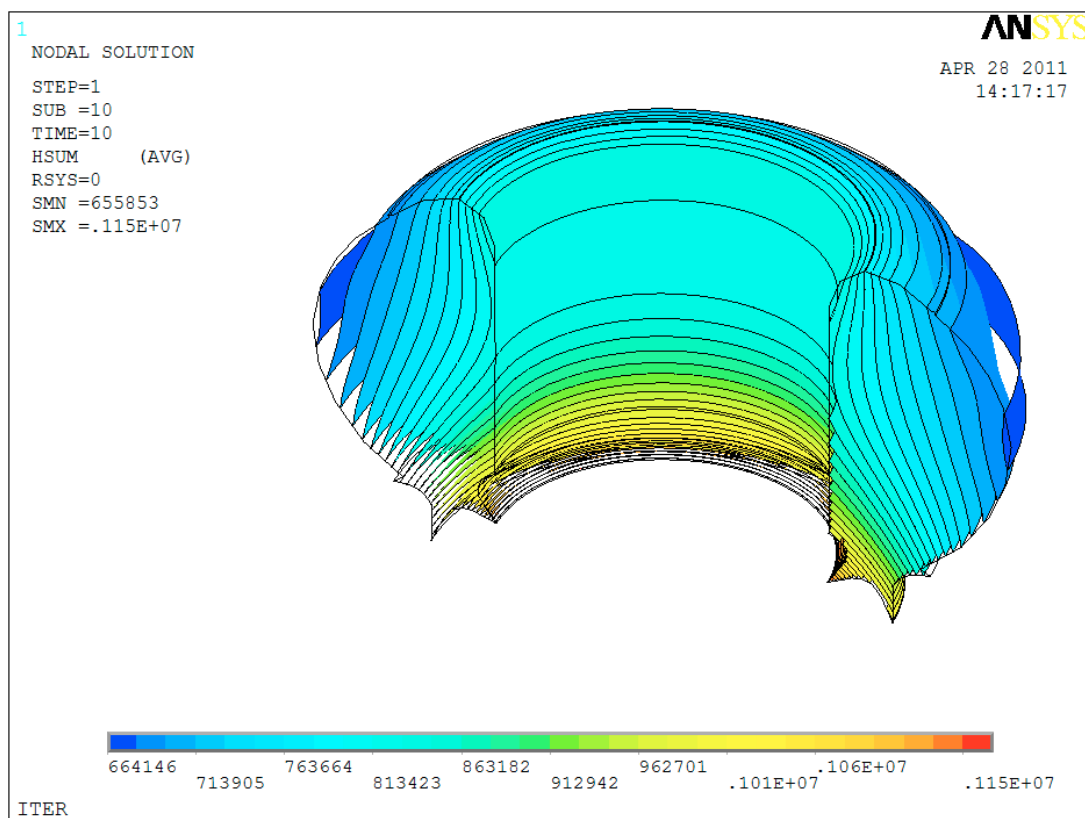
Obr.58. Zmenšené výsledné mapy magnetického pole cívek poloidálního pole

Tab. 16. . Přehled maximálních hodnot intenzity a indukce pro variantu c)

I [kA]	B <sub>max</sub> [T]	H <sub>max</sub> [A/m <sup>-1</sup> ]
4,5	0,505	402280
27	3,033	0,241.10 <sup>7</sup>
45	5,055	0,402.10 <sup>7</sup>

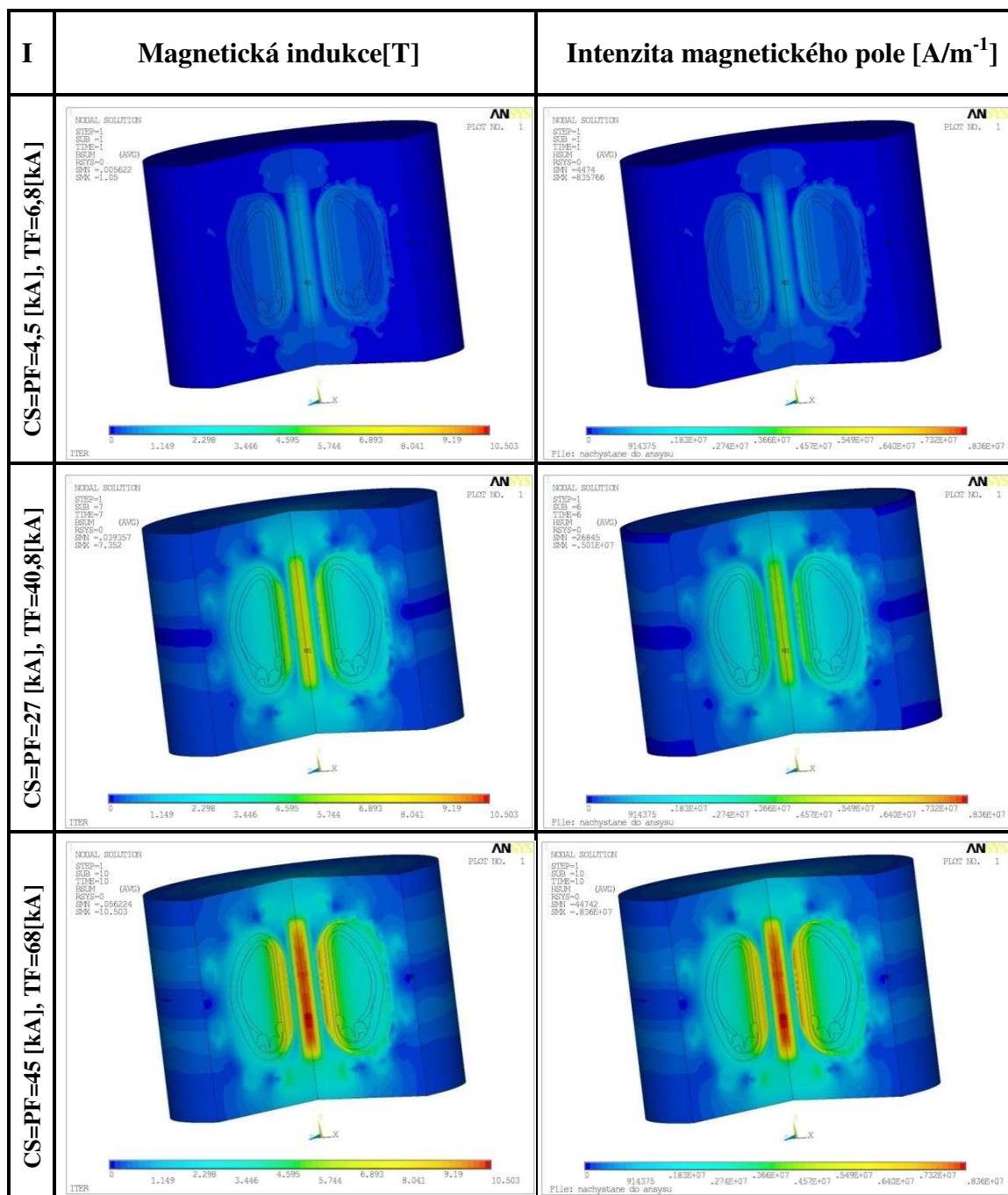


Obr.59. Detail rozložení magnetické indukce v řezu komory pro 45 kA



Obr.60. Detail rozložení intenzity magnetického pole v řezu komory pro 45 kA

#### 4.7 Výsledné magnetické pole - Varianta d) Celý systém cívek

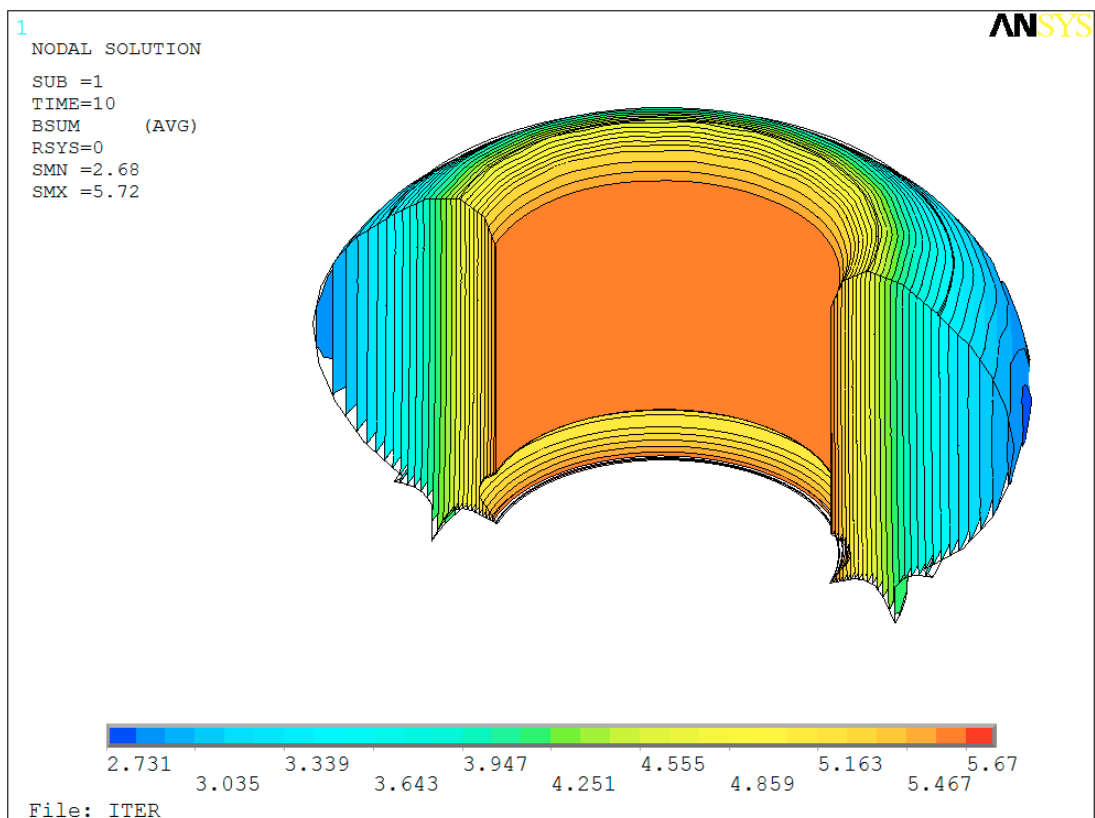


Obr. 61. Zmenšené výsledné mapy magnetického pole celého systému cívek

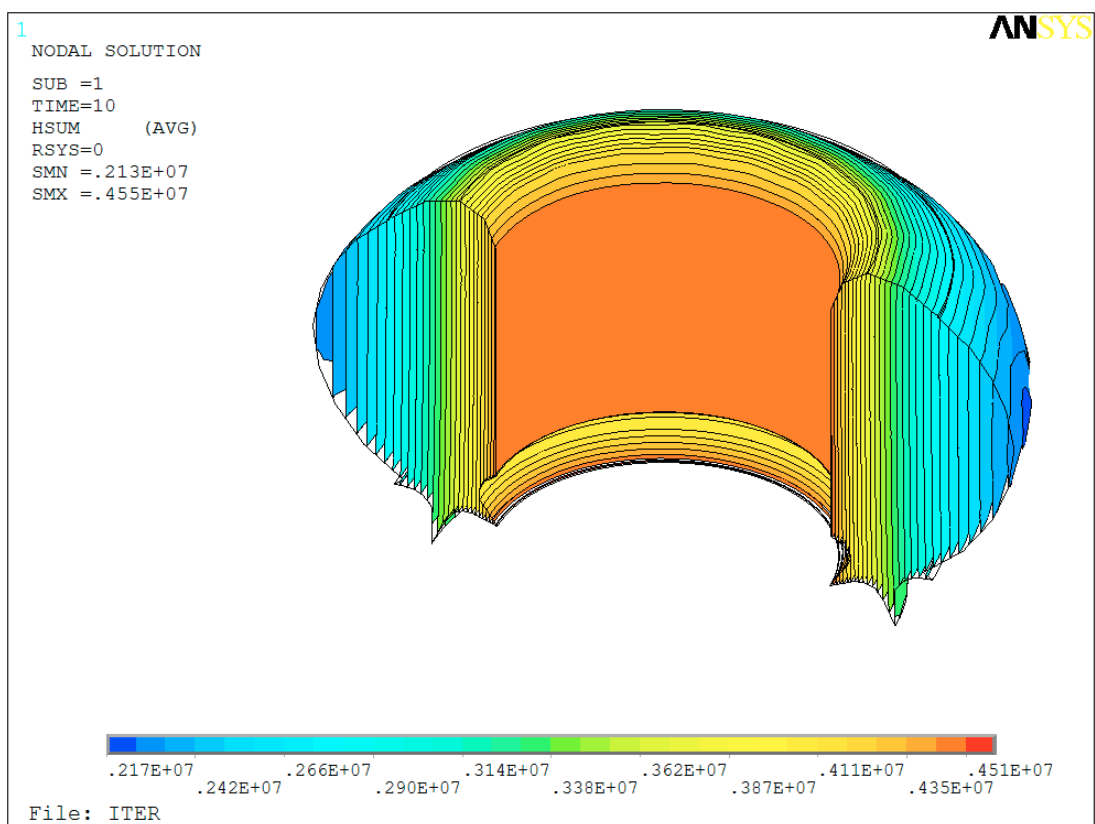
Tab. 17. Přehled maximálních hodnot intenzity a indukce pro variantu d)

I [kA]	B <sub>max</sub> [T]	H <sub>max</sub> [A/m <sup>-1</sup> ]
CS=PF=4,5;TF=6,8*	1,050	835766
CS=PF=27;TF=40,8	6,302	0,501.10 <sup>7</sup>
CS=PF=45;TF=68	10,503	0,836.10 <sup>7</sup>

\*CS- Centrální solenoid, PF- Cívky poloidálního pole, TF- Cívky toroidálního pole,



Obr. 62. Detail rozložení magnetické indukce v řezu komory pro  $PF=CS=45$  kA,  $TF=68$  kA



Obr. 63. Detail rozložení intenzity mag. pole v řezu komory pro  $PF=CS=45$  kA,  $TF=68$  kA

## 5 Závěr

Cílem této diplomové práce bylo provést rozbor tokamaku ITER a následně nasimulovat pomocí 3D statické analýzy magnetické pole generované soustavou supravodivých cívek. Jedná se tak o první ucelenější 3D analýza magnetického pole tohoto tokamaku. Model byl vytvořen v programovém prostředí ANSYS a odpovídá skutečným rozměrům zařízení, jehož stavba právě probíhá ve francouzské oblasti Cadarache.

Aby bylo možné tokamak namodelovat musel jsem nejdříve provést teoretický rozbor, jemuž jsem se věnoval v prvních dvou kapitolách. První kapitola se obecně zabývá termojadernou fúzí, možnostmi jejího dosažení a základním principem tokamaku. Dále jsou zde vysvětleny pojmy nutné pro hlubší pochopení problematiky. Druhá část teoretického rozboru je věnována přímo tokamaku ITER. Zde je rozebráno základní uspořádání jednotlivých komponentů a jejich popis. Zvláště důležité pro následnou tvorbu modelu bylo zjištění rozměrů jednotlivých částí a parametrů cívek. Zde jsem zjistil, že předpokládané pracovní režimy cívek ještě nebyly veřejně prezentovány a zatím slouží pro vnitřní účely organizace ITER.

V praktická části je popsána tvorba modelu a následné zobrazení výsledkových map. Protože jsme neznal konkrétní pracovní režimy cívek a průběhy proudů v nich, tak jsem pro názornost rozložení magnetického pole zvolil maximální proudy, které byly uvedeny v dokumentaci. Pro upřesnění dodávám, že tuto dokumentaci vydala kancelář ITER v roce 2007.

V prostředí programu ANSYS byly maximální proudy rozděleny na deset hodnot a pro tyto hodnoty se vykreslily výsledky. Výpočty byly provedeny celkem pro čtyři varianty. Nejprve pro jednotlivé typy cívek zvlášť a na závěr pro celou soustavu. Pro cívky jsem vytvořil makra, které obsahují přesné rozmístění cívek v modelu a je možné zde nastavovat hodnoty proudů.

Z výsledků je patrné, největší magnetické pole generovaly cívky toroidálního pole. Maximální magnetická indukce dosahovala hodnot 15,5 T. Předpokládaná hodnota z teoretického rozboru byla 11,8T. Tato chyba mohla být způsobena tím, že cívky toroidálního pole mají poměrně složitou geometrii a v modelu byl jejich tvar upraven. Hodnota indukce pro cívky poloidálního pole byla 5 T což se shoduje s hodnotou v rozboru. Maximální hodnota celého systému cívek vyšla 10,5 T při intenzitě magnetického pole  $0,836 \cdot 10^7$ .

Obrazové mapy výsledků magnetické indukce a intenzity jsou shodné a liší se pouze v měřítku. To je dáno tím, že jsme pro zjednodušení uvažovali v celém modelu materiály s permeabilitou 1. Rozdíl mezi intenzitou a indukcí je tedy dán pouze hodnotou permeability vakua ( $4\pi \cdot 10^{-7}$ ).

V modelu nejsou použity korekční cívky, protože nemají zásadní vliv na chod tokamaku a kompenzují pouze chyby magnetického pole okolních cívek. Navíc mají poměrně složitou geometrii a jejich zasazení do modelu by zabralo mnoho času.

Za přínos diplomové práce považuji vytvořený model tokamaku a makra jednotlivých cívek. Až budou zveřejněny přesné průběhy proudů v čase, bude možné pouze měnit jejich hodnoty v makrech a program sám vygeneruje výsledky. Následně by mohl být model vylepšen tak, že by se uvažovaly skutečné materiály použité na tokamaku. Podstatné budou zejména jejich magnetické vlastnosti.

Pro mě osobně byla práce velkým přínosem, díky tomu že jsem se seznámil s výpočetním programem ANSYS a že jsem mohl zabývat tak zajímavým tématem. Tomuto tématu bych se chtěl dále věnovat na doktorském studiu.

## 6 Použitá literatura

- [1] CHEN, Francis F. *Introduction to Plasma physics and controlled fusion : Volume1:Plasma physics*. 2nd edition. USA : Springer Science+Business Media,LCC, 2006. 421 s. ISBN 987-0-306-41332-2.
- [2] MCCracken, G.; STOTT, P. *Fúze : Energie vesmíru*. Edice Kolumbus. Praha : Mladá fronta, a.s., 2006. 328 s. ISBN 80-204-1453-3.
- [3] WOODS, L.C. *Theory of Tokamak Transport : New aspects for Nuclear Fusion Reactor Design*. Weinheim : WILEY-VCH Verlag GmbH&Co.KG.aA, 2006. 224 s. ISBN 3-527-40625-5.
- [4] WESSON, John. *Tokamaks*. 3rd edition. USA : Oxford University Press Inc., 2009. 749 s. ISBN 987-0-19-850922-6.
- [5] <http://fei1.vsb.cz> [online]. 2005 [cit. 2011-05-03]. Dostupné z WWW: <[http://fei1.vsb.cz/kat410/studium/studijni\\_materialy/vs/vs\\_prednasky2.pdf](http://fei1.vsb.cz/kat410/studium/studijni_materialy/vs/vs_prednasky2.pdf)>.
- [6] KUDLÁČEK, Ondřej . *Řízení polohy plazmatu na tokamaku COMPASS*. [s.l.], 2009. 60 s. Diplomová práce. ČVUT. Dostupné z WWW: <<http://fttf.fjfi.cvut.cz/StPrace/VyzkUk/2010/KudlacekOndrej.pdf>>
- [7] HOW, J. *Project Integration Document* [online]. [s.l.], 2007. 335 s. Projektová dokumentace. Iter organisation. Dostupné z WWW: <[http://www.cfn.ist.utl.pt/Trabalhos/CFN/ITER/doc\\_1.pdf](http://www.cfn.ist.utl.pt/Trabalhos/CFN/ITER/doc_1.pdf)>.
- [8] MITCHELL, N. *The ITER Magnets at MATEFU* [online]. Cadarache, France, 2009. 54 s. Prezentace. Iter organisation. Dostupné z WWW: <[http://www-fusion-magnetique.cea.fr/matefu/school\\_2/Monday/mitchell-itermagnets.pdf](http://www-fusion-magnetique.cea.fr/matefu/school_2/Monday/mitchell-itermagnets.pdf)>.
- [9] ANTIDORMI, R. *Výzkum fúze : Volba energie pro budoucnost Evropy* [online]. Cadarache, France : European Communities, 2006. 40 s. Prezentace. Evropská komise. Dostupné z WWW: <[http://www.efda.org/multimedia/downloads/brochures/fusion\\_research\\_czech.pdf](http://www.efda.org/multimedia/downloads/brochures/fusion_research_czech.pdf)>.
- [10] ADÁMEK, Jiří . *Přímé měření potenciálu plazmatu na zařízení typu tokamak* [online]. [s.l.], 2006. 119 s. Dizertační práce. Masarykova Univerzita. Dostupné z WWW: <[http://is.muni.cz/th/9761/prif\\_d/disert\\_final.pdf](http://is.muni.cz/th/9761/prif_d/disert_final.pdf)>.
- [11] ŘÍPA, Milan . *Řízená termojaderná syntéza* [online]. Praha, 2005. 119 s. Prezentace. Ústav fyziky plazmatu Akademie věd České republiky. Dostupné z WWW: <<http://fusionexpo.fjfi.cvut.cz/doprmat/termojadernafuzeA5.pdf>>.
- [12] MLYNÁŘ, Jan. O symetrii tokamaku. *Čs.čas. fyz.* [online]. 2009, 59, [cit. 2011-04-26]. Dostupný z WWW: <[http://fttf.fjfi.cvut.cz/napln/docs/09-4\\_207-212\\_Mlynar\\_O\\_symetrii\\_tokamaku.pdf](http://fttf.fjfi.cvut.cz/napln/docs/09-4_207-212_Mlynar_O_symetrii_tokamaku.pdf)>.



- [13] KUBIČ, Martin . *Experimental study of the edge plasma of the Tore supra tokamak* [online]. [s.l.], 2009. 62 s. Diplomová práce. ČVUT. Dostupné z WWW: <<http://fttf.fjfi.cvut.cz/StPrace/Diplomky/2009/KubicMartin.pdf>>.
- [14] *The way to new energy* [online]. 2009 [cit. 2011-05-03]. Dostupné z WWW: <<http://www.iter.org/>>.

## **7   *Seznam příloh***

Příloha 1	Rozměry cívky toroidálního pole
Příloha 2	Centrální solenoid-Indukce.pdf
Příloha 3	Centrální solenoid-Intenzita.pdf
Příloha 4	Cívky toroidálního pole-Indukce.pdf
Příloha 5	Cívky toroidálního pole-Intenzita.pdf
Příloha 6	Cívky poloidálního pole-Indukce.pdf
Příloha 7	Cívky poloidálního pole-Intenzita.pdf
Příloha 8	Celý systém cívek-Indukce.pdf
Příloha 9	Celý systém cívek-Intenzita.pdf

## Příloha 1 Rozměry cívky toroidálního pole

